

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 AtomFuture 2022

XVIII Международная научно-практическая
конференция

Тезисы докладов
Обнинск, 28-29 ноября 2022 г.

Обнинск 2022

УДК 621.039:5

Будущее атомной энергетики– AtomFuture 2022. XVIII Международная научно-практическая конференция (Обнинск: 28-29 ноября 2022) – 244 с.

- Обнинск: ИАТЭНИЯУМИФИ, 2022

Future of Nuclear Power– AtomFuture 2022: XVIII International scientific and practical conference (Obninsk: 28-29 November 2022) – 244 p.

-Obninsk: OINPENRNUMEPHI, 2022

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, 2022 г.

© Авторы, 2022 г.

СЕКЦИЯ I

РАСЧЕТ И КОНСТРУИРОВАНИЕ РЕАКТОРОВ АЭС

**РАСЧЕТНЫЙ АНАЛИЗ ПРИМЕНЕНИЯ МОКС-ТОПЛИВА В
ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРАХ**

Блинников А.А.¹, Егоров М.Ю.^{1,2,3}, Исанов К.А.⁴

¹*СПбГУАП, Санкт-Петербург*

²*СПбПУ Петра Великого, Санкт-Петербург*

³*СПбГЛТУ, Санкт-Петербург*

⁴*ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Введение. Анализ предпосылок использования МОКС-топлива на действующих АЭС с реакторами ВВЭР-1000 в качестве источника энергии и утилизатора ядерных отходов обеспечивает внедрение разработок МОКС-топлива в производство.

Цель работы – нейтронно-физический расчет ВВЭР-1000 для вариантов концентрации плутония в топливе выше традиционной загрузки по плутонию в МОКС-топливе (см. Таблицу).

Методика расчета. Расчет коэффициента размножения и начального запаса реактивности в 4^x -групповом приближении.

Результаты. Предварительные расчеты запаса реактивности и нуклидной динамики показали состоятельность выбранных вариантов и теоретическую возможность их применения на ЯЭУ.

Обсуждение результатов. При производстве МОКС-топлива используется оружейный плутоний. Он относится к высокотоксичным радиоактивным отходам. Это топливо получается в процессе переработки облученного топлива из энергетических реакторов. В мире при заправке реакторов удаляется 70 т/год плутония, содержащегося в отработавшем ядерном топливе. В реакторах на тепловых нейтронах может достигаться 30%-е выгорание плутония из МОКС-топлива. Однократная переработка плутония в виде МОКС-топлива увеличивает энергию, получаемую из исходного урана, на 12%, а если уран перерабатывается – 22%. Итак, повышается энергетический потенциал природного урана. Это дает возможность функционирования АЭС без ограничений по природным топливным ресурсам планеты. По оценкам [1] дефицит топливного сырья ожидается в ближайшие 200 лет.

По планам Минатома в реакторах ВВЭР-1000 потребляется

250-280 кг плутония в год. Сегодня проводятся НИиОКР по внедрению МОКС-топлива на основе оружейного плутония на АЭС с ВВЭР-1000 и продлению срока эксплуатации данных реакторов.

Недостатки такого топлива: множество внутритопливных реакций, в результате которых образуются изотопы, отличающиеся по ядерным свойствам, наработка высших неделящихся транс-урановых актинидов. По отношению интегральных скоростей деления эффективная доля запаздывающих нейтронов в два раза ниже в сравнении с обычным топливом. Это ухудшает кинетику и безопасность реактора и приводит к необходимости доработки реакторов, введению большего числа управляющих стержней и изменению системы безопасности. Для использования МОКС-топлива существуют экономические препятствия – оно дороже топлива из обогащенного урана вследствие обилия на мировом рынке относительно дешевого природного урана, а также в дешевизне и доступности его обогащения. Программа энергетического использования оружейного плутония в МОКС-топливе затратна и будет такой в ближайшие десятилетия [2].

Выводы. 1. Показана эффективность МОКС-топлива на перспективу при истощении природных запасов топлива.

2. Использование МОКС-топлива возможно при развитой технико-экономической базе, сфокусированной на производство и эффективную эксплуатацию уран-плутониевого топлива.

Таблица. Состав топлива 5% при концентрации Pu по изотопам

| ^{238}U 95% | ^{238}Pu 2% | ^{239}Pu 52% | ^{240}Pu 24% | ^{241}Pu 15% | ^{242}Pu 6% |
|----------------------|----------------------|-----------------------|-----------------------|-----------------------|----------------------|
| 30%, 1,5% Pu | 0,03% | 0,78% | 0,36% | 0,225% | 0,09% |
| 50%, 2,5% Pu | 0,05% | 1,3% | 0,6% | 0,375% | 0,15% |
| 60%, 3,5% Pu | 0,07% | 1,82% | 0,84% | 0,525% | 0,21% |

Литература

1. Mayhew N. Iaea bulletin. Uranium. From exploration to remediation. The future of uranium as a sustainable source of energy. 2018. URL: www.iaea.org/publications/magazines/bulletin/59-2 (Дата обращения 07.10.22)

2. Декусар В.М., Гурская О.С. К вопросу о цене плутония в двухкомпонентной ЯЭС. Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы. 2021. № 2. С. 25-33.

ЭФФЕКТИВНЫЙ РАДИУС ЯДРА ПРИ ПРОМЕЖУТОЧНЫХ И ВЫСОКИХ ЭНЕРГИЯХ ВЗАИМОДЕЙСТВИЯ

Ву Д.В.

ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

Расчет сечений ядерных реакций при промежуточных и высоких энергиях первичных частиц играет важную роль в различных областях науки и техники, включая производство изотопов, медицину и астрофизику. Одним из популярных и эффективных методов моделирования процессов взаимодействия нуклонов с ядрами является метод внутриядерного каскада нуклонов, дополненный испарительной моделью и моделью деления, и иногда предравновесной экситонной моделью [1]. Метод позволяет описывать продукты ядерных реакций в довольно хорошем согласии с экспериментом.

При моделировании плотность ядерной материи $\rho(r)$ описывается распределением Ферми:

$$\rho(r) = \rho_0 / \{1 + \exp[(r-c)/a]\},$$

где, $c = 1.07A^{1/3}$ фм; $a = 0.545$ фм; A – массовое число мишени.

Критерий перехода от "быстрой" стадии внутриядерного каскада к предравновесной и испарительной стадиям отличаются в разных программах. В большинстве случаев, считается, что граница взаимодействия ядра с частицей, так называемый, эффективный радиус ядра $r_{эфф}$, находится на расстоянии, определяемом, как: $\rho(r_{эфф})/\rho_0 = 0.01$, т.е. частицы взаимодействуют с ядром на расстоянии $r_{эфф}$, и после окончания стадии внутриядерного каскада покидают ядро, если находятся на расстоянии $r > r_{эфф}$.

В данной работе принимается $\rho(r_{эфф})/\rho_0 = x(Z, A, E)$, при этом x уменьшается по мере увеличения Z и уменьшения E . Этот эффект рассматривается для ядерных реакций, протекающих при облучении ^{56}Fe , ^{93}Nb , ^{181}Ta , ^{232}Th протонами с энергией до 1 ГэВ. Проведены расчеты с помощью программ CASCADE/INPE [2] и CEM03 [3] и их модификаций CASCADER и CEMRA. В реакциях с энергией до 200 МэВ проведён расчёт по TALYS-2019 [2].

Результаты показывает, что сечения ядерных реакций, рассчитанные с использованием модифицированных программ при промежуточных и высоких энергиях, лучше согласуются с экспериментальными данными, чем полученные с помощью оригинальных программ.

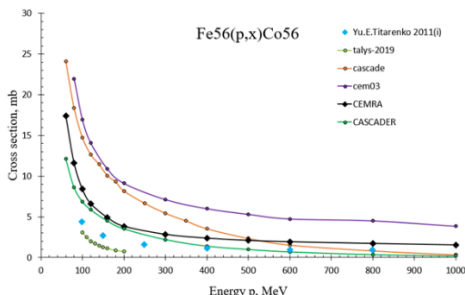


Рис. 1. Сечение реакции Fe56(p,x)Co56 при энергии до 1 ГэВ

Литература

1. David, J.C. Spallation reactions: A successful interplay between modeling and applications. Eur. Phys. J. A. 51, 68 (2015).
2. Stankovskiy A.Yu., Konobeyev A.Yu. CASCADEX – A combination of intranuclear cascade model from CASCADE/INPE with the Hauser–Feshbach evaporation/fission calculations from TALYS. Nucl. Phys. A. Volume 594, Issue 3, 11 September 2008, Pages 420-424.
3. Leslie M. Kerby, Stepan G. Mashnik. Total Reaction Cross Sections in CEM and MCNP6 at Intermediate Energies. Nucl. Phys. B. Volumes 356–357, 1 August 2015, Pages 135-145.

АНАЛИЗ НЕОПРЕДЕЛЕННОСТЕЙ, ВНОСИМЫХ ЯДЕРНЫМИ ДАННЫМИ, В КРИТИЧНОСТЬ БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ СО СВИНЦОВЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ

*Черешков Д.Г., Терновых М.Ю., Тихомиров Г.В., Рыжков А.А.
НИЯУ МИФИ, г. Москва*

Повышение требований при эксплуатации быстрых реакторов ставит задачу повышения точности расчетного предсказания характеристик проектируемых и работающих реакторных установок, совершенствования ядерных данных и систем ядерно-физических констант, получение оценки влияния неопределенностей в

ядерных данных на результаты расчетов. Проведение проектных, оптимизационных и поисково-исследовательских расчетов требует применения сертифицированных наборов ядерно-физических констант и программных средств [1].

Таблица 1

| Ковариация | Неопределенности $k_{эфф}$, % | | |
|--------------------------------------|--------------------------------|------|------|
| | 3-D | 2-D | 0-D |
| $^{238}\text{U} (n,n^{\prime})^{*})$ | 1,28 | 1,38 | 1,29 |
| $^{238}\text{U} (n,\gamma)$ | 0,32 | 0,33 | 0,28 |
| $^{239}\text{Pu} (n, \gamma)$ | 0,23 | 0,25 | 0,23 |
| $^{239}\text{Pu} (n,f)$ | 0,22 | 0,22 | 0,22 |
| $^{239}\text{Pu} \chi$ | 0,22 | 0,21 | 0,19 |
| $^{238}\text{U} \chi$ | 0,17 | 0,16 | 0,17 |
| $^{238}\text{U} \nu$ | 0,17 | 0,17 | 0,18 |
| $^{239}\text{Pu} (n,n^{\prime})$ | 0,13 | 0,15 | 0,13 |
| $^{56}\text{Fe} (n,n^{\prime})$ | 0,12 | 0,13 | 0,12 |
| $^{207}\text{Pb} (n,n^{\prime})$ | 0,11 | 0,12 | 0,07 |
| Полная неопределенность | 1,45 | 1,53 | 1,43 |

*) означает, что рассматриваем ковариацию самой реакции с собой

Задача расчета и анализа неопределенностей эффективного коэффициента размножения реактора БР-1200 решалась в рамках работы. Сформированы модели и сравнены полученные неопределенности при расчете 3-D модели реактора БР-1200, 2-D модели ТВС и 0-D модели активной зоны. Конечной целью является подтверждение сходства неопределенностей в упрощенных моделях (2-D и 0-D) с неопределенностями в 3-D модели.

В таблице 1 приведены неопределенности $k_{эфф}$, вносимые основными их источниками в 3-D модели реактора и упрощенных моделях.

Сравнение результатов расчетов показало, что полные неопределенности $k_{эфф}$, вносимые ядерными данными, составляют 1,5 %, что в целом согласуется с результатами [1], а относительное отклонение неопределенностей в упрощенных моделях от тех в 3-D модели не превысило 5%.

Упрощенность модели предполагает, что тестовые задачи должны опираться на начальную расчетную модель без излишней детализации невлияющих на нейтронную физику элементов конструкции. Уменьшение объема данных в формулировке тестовых

задач должно снизить число ошибок при разработке расчетных моделей для кодов и длительность расчета и способствовать увеличению числа участников тестирования [2].

Литература

1. Г.Н. Мантуров, С.В. Забродская, А.А. Зуйков и др., Состояние разработки баз данных ядерных констант для расчетов быстрых реакторов на основе РОСФОНД и БНАБ-РФ// Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы. – 2022. –№ 3. – С. 19-26.

2. G. Tikhomirov, M. Ternovykh, Y. Khomyakov, I. Suslov, Independent testing of new generation codes of the «Proryv» project// Nuclear Engineering and Design, Volume 384, 2021, 111497.

ОЦЕНКА ВОЗМОЖНОСТИ ПОЛУЧЕНИЯ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ДАННЫХ ДЛЯ ЗОН ВВЭР-СКД НА СТЕНДЕ БФС

*Внуков Р.А.^{1,2}, Котов Я.А.², Невиница В.А.²
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск
НИЦ «Курчатовский институт», г. Москва*

Для обоснования явлений реактора ВВЭР-СКД необходимо проведение экспериментов, поскольку существующие исследования нейтронно-физических характеристик не описывают его поведения в достаточной мере.

В рамках аналитической работы исследования одним из наиболее подходящих стендов для проведения экспериментов является БФС. Его преимущественными данными является возможность использования плутония в качестве, делящегося материалы, наличие опыта в проведении экспериментов с зонами с быстрым спектром нейтронов.

Определяющим условием являлось получение идентичных энергетических распределений нейтронов в зоне стенда, а также получения идентичных эффектов реактивности.

Возможным решением является постановка многозонного эксперимента: в центре стенда устанавливается твэльная решетка, имитирующая модель активной зоны реактора, она окружается

драйвером, конфигурация которого соответствует трубному пространству БФС. Состав драйвера по своему энергетическому спектру близок к спектру ВВЭР-СКД. В процессе проведения экспериментальных измерений в него не вносятся какие-либо изменения. Для отслеживания эффектов реактивности изменение параметров осуществляется в центральной вставке.

Результаты показали возможность проведения экспериментальных измерений с двузонным оформлением стенда.

ВЛИЯНИЕ РАЗЛИЧНОГО ИЗОТОПНОГО СВИНЦА НА РАБОТУ БЫСТРОГО РЕАКТОРА СО СВИНЦОВЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ

*Дурбажев А.А., Терехова А.М., Розова А.С., Иванова М.М.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, Обнинск*

Для устойчивого развития отечественной атомной энергетики были выбраны реакторы на быстрых нейтронах, как вектор развития. За счет быстрого спектра нейтронов в таких реакторах можно воспроизводить новое топливо для будущих нужд атомной энергетики. В данной работе рассматривается один из таких реакторов, РБЕЦ-М (быстрый реактор с естественной циркуляцией). Это реакторная установка со свинцово-висмутовым теплоносителем, зона воспроизводства в таком реактора – это обедненное уран-нитридное топливо, а активная зона – смешанное нитридное уран-плутониевое топливо.

Целью работы было посмотреть, как влияет различный изотопный состав на нейтронно-физические характеристики.

Основной задачей данной работы было провести детальный расчетный анализ как изменяются некоторые нейтронно-физические характеристики при изменении изотопного состава теплоносителя, а именно увеличение количества изотопа Pb-208. Расчет проводился с помощью частично разработанной в ИАТЭ программы, которая использует метод Монте-Карло. Было взято четыре различные модели теплоносителя: Природный свинец - висмут, радиогенный свинец (Pb-208) – висмут, радиогенный свинец и низкорadioактивный свинец (Pb-206). Исходя из полученной зависимости коэффициента размножения нейтронов в течении кам-

пании для реактора РБЕЦ-М можно отметить, разницу в исследуемой величине между теплоносителем, обогащенного по изотопу свинца Рb-208, и штатным. У реактора с радиогенным свинцом в качестве теплоносителя получился больший коэффициент размножения – это связано с малым сечением поглощения Рb-208, которого больше в данной модели теплоносителя – что позволяет уменьшить топливную загрузку в реакторе. Еще одна немаловажная величина для быстрых реакторов – это КВ. В зоне воспроизводства больший КВ в конце кампании получился у модели реактора с природным свинцом, а в зоне среднего обогащения – у модели реактора с радиогенным свинцом и низкорadioактивным свинцом.

Литература

1. Иванова М.М. Влияние различного изотопного состава на нейтронно-физические характеристики реактора РБЕЦ-М. Дипломный проект, Обнинск, 2016
2. Блохин Д.А., Земсков Е.А., Хорасанов Г.Л. Влияние теплоносителя на основе изотопа свинца-208 на нейтронные характеристики активной зоны быстрого реактора. Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерные константы. - 2010. вып. 1-2 С. 89-92

СОЗДАНИЕ ТЕПЛОВЫХ ЗОН В РЕАКТОРЕ БН-600 И ИССЛЕДОВАНИЕ ВОЗМОЖНОСТИ НАРАБОТКИ РАДИОАКТИВНЫХ ИЗОТОПОВ

*Побеянская М.А., Внуков Р.А.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, Обнинск*

Создание тепловых зон в быстрых реакторах является актуальной темой благодаря большему в сравнении с тепловыми реакторами потоку нейтронов, в связи с чем становится выгодной установка ловушек для наработки изотопов элементов для промышленности и медицины.

Одним из востребованных изотопов для наработки является кобальт-60, используемый для детектирования болезней на разных этапах с помощью установки «гамма-нож» [1].

Создание тепловой зоны осуществлялось путем замены 7 ТВС на 6 «пустых» сборок с протекающим натрием, предназначенные для отделения облучательной сборки от пространства активной зоны (рис.1).

В проведенном исследовании оценивалось оптимальное размещение зон наработки кобальта-60 в реакторе БН-600 с позиции наработки кобальта и потерь в критичности реактора. Для этого моделировалась зона БН-600 с полноценной аксиальной структурой. Модель облучательной установки предложена в [2].

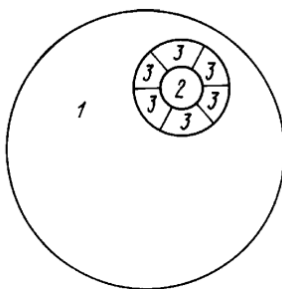


Рис. 1. Упрощенная схема расположения тепловой зоны в активной зоне реактора: 1 - пространство активной зоны, 2 облучательная сборка, 3 – пустые ТВС

Учитывались изменения эффективного коэффициента размножения, коэффициента воспроизводства, концентрация кобальта-60, была произведена оценка потери кобальта-60 в результате его распада и участия в реакциях с нейтронами в процессе наработки.

Результаты показали, что чем ближе к центру активной зоны, тем выше наработка кобальта-60, при этом зависимость нелинейная. Кроме того, влияние на коэффициент воспроизводства при смещении ближе к центру активной зоны значительно. Наблюдается существенная депрессия нейтронов деления в области, близкой к облучательному устройству.

Литература

1. А.В. Варивцев, И.Ю. Жемков, Е.Г. Романов, М.Ю. Тихончев, Ю.Г. Топоров. Физическая оптимизация облучательного устройства для накопления Кобальта-60 высокой удельной активности в реакторе БН-600. Известия Самарского научного центра Российской академии наук, т. 16, №6, 2014

2. Евдокимов В.П., Васильев Б.А., Звонарев А.В. Способ наработки радиоактивных изотопов в реакторе на быстрых нейтронах. Пат. 2 076 362 Российская Федерация, МПК G 21, G1/02.; патентообладатель Физико-энергетический институт, Акционерное общество «Технолига». - № 94044509/25; заявл. 23.12.1994 опубл. 27.03.1997

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ЭРБИЯ В КАЧЕСТВЕ ВЫГОРАЮЩЕГО ПОГЛОТИТЕЛЯ В РЕАКТОРАХ ТИПА ВВЭР ПРИ РАБОТЕ В ЗАМКНУТОМ ТОПЛИВНОМ ЦИКЛЕ

*Музафаров А.Р., Савандер В.И.
НИЯУ МИФИ, г. Москва*

В реакторах типа ВВЭР для компенсации избыточной реактивности наряду с жидкостной системой применяется интегрированный в топливе выгорающий поглотитель гадолиний. Его основное преимущество то, что вследствие большого сечения поглощения нейтронов успевает выгореть в течение первой кампании. Благодаря этому факту его использование не изменяет выгорание топлива, которое достигается при использовании жидкостной системы. Однако сам гадолиний размещается в небольшом числе твэлов (твэггов) и сам твэг становится сильным поглотителем, что приводит к провалу потока нейтронов не только внутри твэга, но и в соседних твэлах. Это приводит к росту коэффициента неравномерности энерговыделения по ТВС [1].

Предлагается использовать для этих целей другой поглотитель – природный эрбий, микросечение поглощения которого всего в несколько раз больше, чем у урана-235. Поэтому его можно размещать во всех твэлах, так что получается однородное размещение выгорающего поглотителя по ТВС. При этом не возникает неоднородности в распределении энерговыделения по ТВС. Но этот поглотитель не успевает полностью выгореть за всю кампанию топлива, что снижает выгорание выгружаемого топлива. При работе в открытом топливном цикле этот факт увеличивает расход природного урана в реакторе [2].

Однако в замкнутом топливном цикле, например, при использовании РЕМИКС топлива, недовыжигание топлива при использовании эрбия не играет существенной роли, поскольку повторное использование остаточного количества невыгоревшего топлива снижает расход природного урана для новой загрузки.

Цель данной работы – оценить эффект снижения расхода природного урана при использовании эрбия в замкнутом топливном цикле ВВЭР с повторным использованием отработавшего топлива.

Для этого мы выбрали стандартную урановую топливную загрузку с заданным обогащением и трехкратной перегрузкой, а в качестве выгорающих поглотителей выбрали природный гадолиний и эрбий. Весовое содержание гадолиния и эрбия в твэлах подбиралось таким образом, чтобы не скомпенсированный запас реактивности, который надлежит компенсировать жидкостной системой был бы одинаковым для обоих вариантов. На втором этапе мы выделяем урановые и плутониевые изотопы из выгоревшего топлива и создаем РЕМИКС топливо, с добавлением урана 20% обогащения для сохранения, достигнутого в первом случае выгорания топлива.

Литература

1. Абу Сондос, М. А. и др. Снижение объема борного регулирования запаса реактивности при использовании выгорающего поглотителя на основе (GD2O3) в топливе реактора ВВЭР-1200// Глобальная ядерная безопасность. - 2019. - №3(32). - С. 56 - 65.
2. С.Х. Альассаф и др., Использование эрбия в качестве выгорающего поглотителя в реакторах типа ВВЭР при работе на удлиненных кампаниях// Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. – 2020. - №3. – С. 62 – 71.

INFLUENCE OF MECHANICAL ACTIVATION ON THE PROCESSES IN THE PRODUCTION OF TUNGSTEN BORIDE BY SHS

*Nekrasov M.E., Balachkov M.M, Kuznetsov M.S.
National Research Tomsk Polytechnic University, Tomsk*

Nowadays, the energy obtained by emission of neutrons by heavy nuclei increment its share of all the energy generated at power plants in Russia and the world. One of the important issue is safety and ecology of a nuclear installations.

In order to implement that appropriate materials with all required properties must be chosen. One of the promising material for this purpose is tungsten boride. It has good properties from point of radiation protection.

Within the framework of this researching, a number of experiments were conducted that can show any influence or, conversely, the independence of the processes of self-propagating high-temperature synthesis (SHS) of the material from single-phase mechanical activation.

As the researched material was taken HQP grade tungsten powder and amorphous boron of the B-99A. The method of mechanical activation «MA» is used to increase the reactivity of materials.

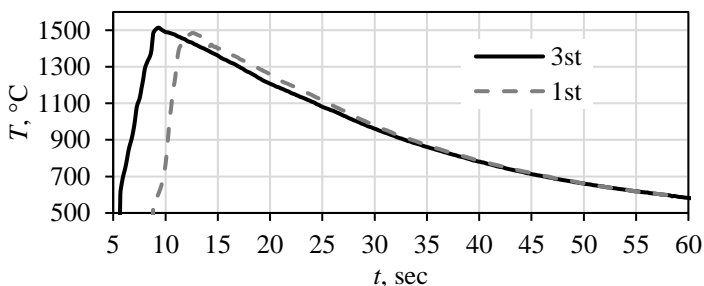


Fig. 1. Temperature distribution of tablets (1st and 3rd variation)

In total, three variations were made: 1 – SHS of tungsten boride without MA; 2 – SHS with MA for 5 minutes with a frequency of 5 Hz; 3 – SHS with MA for 5 minutes with a frequency of 40 Hz. These parameters were chosen due to the fact that tungsten samples during such treatments have a rather different granulometric composition.

After production of tablets of mixture of tungsten boride, it was put in SHS reactor and data on temperature distributions in the SHS process for each tablet were constantly detected. Below are dependencies (for sample of 1st and 3st variation). For a set of statistics, all measurements were taken into account, 3 in each variation. From these data, the average values presented in table 1.

Table 1

Characteristic parameters of distribution

| | 1 st variation | 3 rd variation |
|--------------------------------|---------------------------|---------------------------|
| $T_{max}, ^\circ\text{C}$ | 1513 | 1536 |
| Time-to-peak, sec | 3.715 | 3.083 |
| $T_1, ^\circ\text{C}$ | 544 | 576 |
| $v, ^\circ\text{C}/\text{sec}$ | 258.1 | 311.5 |

According to obtained data, the following conclusions can be drawn: after undergoing the process of MA, the process of SHS synthesis accelerates and released energy was increased as well as chemical activity (change in chemical bonds during activation leads to a change in the reactivity of dispersed particles); rapid oxidation compared to the sample without mechanical activation; during the activation process, the SHS time decreases (Time-to-peak) due formation of smaller particles in terms of the reaction area, but on the other hand, the density of these particles increases, because smaller gaps, pores between the constituent layers are formed, which subsequently reduces the time for heat transfer and accelerates the process of SHS; due to the denser structure and the resulting stresses during activation, the amount of energy released during synthesis is transferred faster that reduces energy losses to the environment. Consequently, more energy is involved in the synthesis process, which means the process is also accelerated.

As for the initial temperature, it also increases with increasing activation of the material, setting a larger starting energy value, thereby increasing the probability of accelerating the SHS process. Since part of the energy is realized in the environment, the material needs to be heated longer before starting.

ВЛИЯНИЕ АКСИАЛЬНОГО ПРОФИЛИРОВАНИЯ ТОПЛИВА В РЕАКТОРЕ ТИПА ВВЭР

*Кузьмин Б.И., Бегимова А.А.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, Обнинск*

В работе было исследовано влияние аксиального профилирования на нейтронно-физические характеристики элементарной ячейки реактора типа ВВЭР. Под профилированием понимается

перераспределение ядер материалов согласно принятому закону при неизменности их количества в заданном объеме.

Нынешний уровень развития ядерной энергетики с учетом растущего спроса на электроэнергию остро ставит вопрос о продлении топливной кампании. Достичь его, предположительно, можно за счет выравнивания поля энерговыделения в течение срока службы топлива. Равномерность энерговыделения по высоте топливного стержня при неизменности общего количества делящегося материала в твэле возможна, если аксиальное распределение урана-235 будет обратно пропорционально аксиальному распределению плотности потока нейтронов.

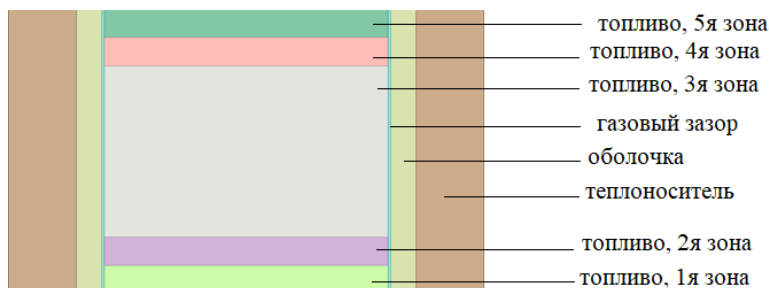


Рис.1. Схема сегментации топливного элемента расчетной модели, вид сбоку

В рамках исследования моделировалась элементарная ячейка твэла реактора ВВЭР-1200 [1]. Методика расчетов предполагала изначальное получение аксиального профиля плотности потока нейтронов. Для этого топливный стержень делился на 5 зон в соотношении 1:1:3:1:1 (рис. 1). Данное соотношение позволяет учитывать существенное снижение плотности потока нейтронов ближе к торцам топлива. Аксиальный профиль обогащений зон подбирался в соответствии со следующими условиями: рассчитывались коэффициенты отношения плотности потока нейтронов в зоне к средней плотности потока нейтронов топливного стержня; на рассчитанный коэффициент делилось значение обогащения в данной зоне. Для правомерного сравнения получаемых нейтронно-физических характеристик ставилось условие неизменности количества ядер каждого изотопа. Для этого вводился по-

правочный коэффициент, равный отношению количества делящихся нуклидов в топливном стержне после профилирования к количеству делящихся нуклидов до профилирования. Расчётные значения обогащения топлива находятся в промежутке между 2% и 9% (на периферии – наибольшее, в центре – наименьшее).

В качестве отслеживаемых характеристик были выбраны эффективный коэффициент размножения, плотность потока нейтронов. Расчёты проводились в ПК Serpent [2].

Результаты показали, что профилированный ТВЭЛ в сравнении с исходным имеет более высокий темп потери реактивности. Причиной данного явления возможны некорректный учет утечки в торцевых частях элементарной ячейки, неудачность выбранного метода. В дальнейшем планируется детализировать аксиальную структуру ТВЭЛА, рассмотреть альтернативный метод профилирования, заменив отслеживаемую характеристику плотности потока нейтронов на выгорание топлива.

Литература

1. Сперанский, Ф. А. Использование Монте-Карло модели активной зоны ядерного реактора типа ВВЭР для вычисления альбедо отражателей // Доклады БГУИР: – Минск, 2015.
2. Leppänen J. and Isotalo A., Burnup calculation methodology in the Serpent 2 Monte Carlo code // PHYSOR 2012: - Knoxville, 2012.

ОБОСНОВАНИЕ БЕЗОПАСНОСТИ АКСИАЛЬНОГО ПРОФИЛИРОВАНИЯ ТВС ВВЭР-1200 НА ПРИМЕРЕ МОДЕЛИ Z49A2

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

В работе исследовалось влияние профилирования топлива на нейтронно-физические процессы и протекание топливной кампании в ТВС.

Оптимизация проходила на примере модели Z49A2 реактора ВВЭР-1200, которая содержит ТВЭги в 5 и 9 гексогональных коль-

цах, считая от центра, 18 направляющих каналов и 1 инструментальный канал [1]. Также было учтено наличие некоторых конструкционных материалов и аксиальный градиент температур теплоносителя (рис. 1).

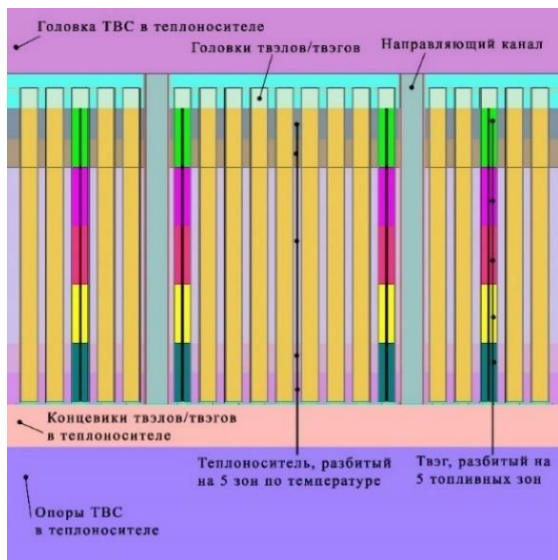


Рис. 1. Модель ТВС Z49D2 реактора ВВЭР-1200

Профилирование производилось посредством аксиального перераспределения концентраций ядер топлива, основываясь на данных о потоке нейтронов в ТВС.

На данном этапе проводилось исследование влияния профилирования на безопасность ТВС, было рассмотрено изменение плотностного эффекта реактивности в начале, середине и в конце топливной кампании.

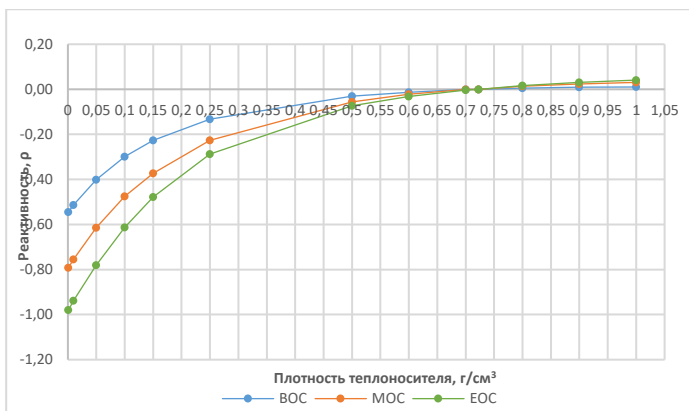


Рис. 2 – Графики зависимости реактивности от плотности теплоносителя для модели без профилирования

На основании итерационных расчётов, проведённых в ПС Serpent 2 [2], были получены графики изменения реактивности в зависимости от плотности теплоносителя для модели без профилирования и с профилированием (рис. 2). На основании полученных результатов сделан вывод о перспективности использования профилирования твэгов в ТВС.

Литература

1. Внуков, Р.А. Влияние размещения выгорающего поглотителя на нейтронно-физические характеристики тепловыделяющей сборки ВВЭР-1200 / Р.А. Внуков, В.В. Колесов, И.А. Жаворонкова, Я.А. Котов, М.Р. Праманик // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2021. – № 2. – С. 27-38. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2021.2.03>
2. J. Leppanen, et al. The Serpent Monte Carlo code: Status, development and applications in 2013. Ann. Nucl. Energy, 82 (2015) 142-150.

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ВОЗМОЖНОСТИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РЕАКТОРОВ

*Розова А.С., Терехова А.М., Дурбажеев А.А.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, Обнинск*

В работе были рассмотрены экспериментальные возможности и основные направления исследований реакторов бассейнового типа.

Экспериментальные возможности реакторов достаточно обширны. Некоторыми из таких направлений являются:

- исследование свойств материалов компонентов активных зон ЯЭУ в условиях реакторного излучения - наработка изотопной продукции;
- ядерное легирование кремния;
- радиационное окрашивание минералов [1].

Данный тип реакторов позволяет проводить такие исследования как:

- изучение ползучести труб из сплавов Э110 и Э635 при продольном растяжении и нагрузке давлением;
- испытание медных сплавов, используемых в проекте ИТЭР;
- обработка получения перспективных изотопов для использования в медицине (^{59}Fe);
- исследования в области физики твердого тела и ядерной физики;
- исследования и работы в области радиационной химии, радиационных, ядерных и реакторных технологий, нейтронно-активационный анализ;
- исследования ядерных материалов и полномасштабных изделий с делящимися веществами
- исследование влияния излучений на приборы, датчики, полупроводниковые материалы, оборудование;
- исследования конструкционных материалов и материалов биологической защиты;
- наработка радиоактивных изотопов;
- проведение работ с применением радиационно-технологических установок;
- подготовка специалистов для атомной энергетики [2].

Реакторы бассейнового типа являются достаточно популярными для проведения научно-исследовательских работ в области молекулярной и ядерной физики, радиационной химии, для производства изотопов, приборов и оборудования, облученных в полях гамма-квантов, а также для подготовки специалистов по эксплуатации ядерных реакторов.

Наличие реактора подобного типа открывает много перспектив в производственной, научной и образовательной деятельности.

Литература

1. Исследовательский реактор РБТ-10/2 [Электронный ресурс]. – URL: http://flnph.jinr.ru/images/content/Books/Nuclear_Facilities/RBT_10_2.pdf (дата посещения 05.11.2022).
2. Исследовательский ядерный реактор ИВВ-2М [Электронный ресурс]. – URL: <http://irm-atom.ru> (дата посещения 05.11.2022).

РАСЧЁТ РЕАКТОРА ДЛЯ ДОЖИГАНИЯ АКТИНИДОВ ТИПА ВВЭР-1000 НА ТОРИЙ-ПЛУТОНИЕВОМ ТОПЛИВЕ

Исанов К.А.¹, Кушнир Н.О.¹, Егоров М.Ю.^{2,3,4}

¹ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

²СПбГУАП, Санкт-Петербург

³СПбПУ Петра Великого, Санкт-Петербург

⁴СПбГЛТУ, Санкт-Петербург

Введение. В данной работе рассмотрена проблема истощения природных запасов урана и переход на альтернативный торий-урановый цикл, а также переработку накапливаемых минорных актинидов в торий-протактиниевые актиниды [1].

Сегодня наблюдается подорожание топлива вследствие истощения запасов урана 235. Нарботано множество трансурановых элементов: минорные актиниды Pu, Am, Cm и др. Авторами предложено дожигание элементов с последующей наработкой в ²³³U и торий-протактиниевые актиниды.

Актуальность. Использование тория в качестве сырьевого материала обосновывается превышением над запасом урана в 4 раза. Также, сопутствующими благоприятными факторами является наработка ²³³U, который обладает лучшими нейтронно-физическими характеристиками среди делящихся нуклидов в тепловой части спектра. Перевод минорных актинидов в торий-протактиниевые, снижает проблему распространения. В конечном итоге будет происходить переработка наработанных минорных актинидов в делящийся изотоп ²³³U.

Методы и материалы. В работе проанализирована возможность использования торий-плутониевого цикла в тепловых водородных реакторах ВВЭР-1000 под ключ [2]. Рассмотрены и рассчитаны три варианта топлива с суммарным содержанием всех изотопов плутония 5%, 6%, 7,5% и 10% с различным распределением изотопов плутония. Определены нейтронно-физические характеристики, проведен расчет эффективного коэффициента размножения нейтронов K_{eff} (таблица 1) и нуклидной динамики.

Таблица 1

Вариант рассчитанного топлива с обогащением топлива 5%

| <i>Нуклид</i> | <i>Относительное содержание среди делящегося материала, %</i> | <i>Общее содержание в топливе, %</i> |
|-------------------|---------------------------------------------------------------|--------------------------------------|
| ^{239}Pu | 55 | 2,75 |
| ^{240}Pu | 25 | 1,25 |
| ^{241}Pu | 15 | 0,75 |
| ^{242}Pu | 5 | 0,25 |

Авторами выполнен расчет 26^{th} групповым диффузионным методом с предварительной подготовкой констант [3]. Полученные значения K_{eff} сравнивались с рассчитанными в прецизионной программе SERPENT 2. Расхождение составило менее 0,1%.

Анализ результатов. На основе рассчитанной нуклидной динамики, а также начальных запасов реактивности, проведена оптимизация топливной кампании с реализацией тяжеловодного спектрального регулирования.

Авторами сформулирована концепция спектрального регулирования путем разбавления воды тяжелой водой. Оценено влияние спектрального регулирования на нейтронно-физические характеристики реактора и на запас реактивности.

По результатам пересчета нуклидной динамики с введением спектрального регулирования и сравнения с нуклидной динамикой кампании без спектрального регулирования, сделаны предложения по оптимизации начальной загрузки топлива. Оценена экономия делящегося нуклида при меньшей загрузке, либо продление топливной кампании при сохранении прежнего обогащения.

Вывод. Продемонстрирована возможность применения торий-плутониевого топлива в ВВЭР-1000 и реализация тяжеловодного спектрального регулирования с перспективой снижения начального обогащения топлива или продления кампании.

Литература

1. Uranium 2020: Resources, production and demand: Technical report (2020) Nuclear Energy Agency Organisation for Economic Co-operation and Development URL, Accessed 26/12/2021.

2. Зверев Д.Л., Самойлов Д.Л., Романов А.И. и др. Топливо для ВВЭР и PWR. Современное состояние и перспективы. Атомная энергия. – 2020. – Т. 129. – №. 2. – С. 63-65.

3. Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Система групповых констант БНАБ-93. Ч. 1. Ядерные константы для расчета нейтронных и фотонных полей излучений. ВАНТ. Ядерные константы. – 1996. – Вып.1. – С. 59.

USES OF MINOR ACTINIDES AS FUEL IN THERMAL REACTORS

*Nishad MD Akib Al, Terekhova A.M.
IATE NRNU MEPhI, Obninsk*

The present work considers the possibilities of using fuel, consisting of Am, Cm and Np isotopes in thermal neutron reactors.

These transuranium nuclides can be recovered from spent nuclear fuel in sufficient quantities. Minor actinides, as well as nuclides formed as a result of neutron capture by them, have the ability to fission, so it is necessary to research whether a nuclear reactor can work, if minor actinides are used as fuel, and if so, in what composition. For this approach, the task is to choose a setup in which it is supposed to carry out efficient use of these minor actinides.

The properties of all these nuclides show that they do not have a very large critical mass. This indicates their use as fuel for nuclear reactors. In VVER-type reactors and, in principle, other thermal reactors, Am, Cm, and Np can be utilized simultaneously with the production of electricity [1–2].

Literatures

1. Korobeinikov V. V. et al., “Investigation of the possibility of burning and transmutation of americium in a reactor with Am-fuel,” News of higher educational institutions. Nuclear energy. – 2019. – no. 2. - S. 153-163.

2. Bergelson B.R. et al. Transmutation scenarios for long-lived radionuclides //Atomic Energy. - 2002. - Т. 93. - No. 4. - S. 271-278.

ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЕ РЕАКТОРЫ БАСЕЙНОВОГО ТИПА: НАСТОЯЩЕЕ И БУДУЩЕЕ

*Розова А.С., Терехова А.М., Дурбажьев А.А.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, Обнинск*

В настоящее время в России и в мире работает большое число исследовательских реакторов, применимых в разных областях науки. Одними из таких стали реакторы бассейнового типа.

В данной работе рассматривались существующие исследовательские реакторы бассейнового типа.

Первый исследовательский ядерный реактор в мире был построен и запущен в декабре 1942 года в США под руководством Э. Ферми.

Первый водо-водяной исследовательский реактор ИРТ бассейнового типа был сооружен в ИАЭ в 1957 г [1].

Бассейновый реактор или реактор бассейнового типа – это тип ядерного реактора, в котором активная зона, состоящая из топливных элементов и регулирующих стержней, погружена в открытый бассейн, обычно с водой, которая выполняет функцию замедлителя [2].

Стоит выделить 9 моделей реакторов бассейнового типа. Это следующие модели: РБТ-6, РБТ-10/2, ИВВ-2М, ИРТ-2000, ИРТ-100, ИРТ-Т, ВВР-М, МИР.М1, ВВР-ц.

Все они имеют общий конструкционный тип: активная зона находится под слоем воды, которая экранирует излучение, тем самым позволяет операторам безопасно работать непосредственно над ней.

Данный вид конструкции имеет два основных преимущества:

- 1) реактор легко доступен;
- 2) вся система охлаждения первого контура, то есть вода в бассейне, находится под нормальным давлением.

Современные реакторы бассейнового типа достаточно безопасны. Они являются хорошей базой для исследовательской научной деятельности.

Литература

1. Водо-водяные отечественные исследовательские реакторы [Электронный ресурс]. – URL: http://elib.biblioatom.ru/text/goncharov_issledovatelskie-reaktory_1986/go,8/ (дата обращения 06.11.2022).
2. Ageron, P. (1 July 1966). “SWIMMING-POOL NUCLEAR REACTOR”. U.S. Department of Energy.

ИЗУЧЕНИЕ ВОЗМОЖНОСТЕЙ ПЛАТФОРМЫ PSEVEN ДЛЯ ПРОВЕДЕНИЯ СВЯЗАННЫХ РАСЧЕТНЫХ АНАЛИЗОВ С ТРЕХМЕРНОЙ НЕЙТРОННОЙ КИНЕТИКОЙ

Франчук Е.А.

АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», г. Подольск

Работа посвящена проблеме оптимизации расчетных анализов безопасности, выполняемых при помощи программного комплекса связанного расчета, КОРСАР/ГП с моделью трехмерной нейтронной кинетики. Для оптимизации используется платформа rSeven, которая позволяет подготовить данные для расчета и автоматизировать их запуск в единой расчетной цепочке.

rSeven – это платформа для анализа данных, оптимизации и создания аппроксимационных моделей, дополняющая средства проектирования и инженерного анализа.

На примере режима с неуправляемым извлечением рабочей группы ОР СУЗ на мощности было проведено сравнение затраченного времени для нахождения варианта с наименьшим коэффициентом запаса до кризиса теплообмена с использованием платформы Pseven. Изучены возможности платформы для задания многовариантных расчетов. Показаны основные преимущества, состоящие в исключении человеческой ошибки при переносе данных между расчетами и уменьшении времени.

КРОСС-ВЕРИФИКАЦИЯ РАСЧЕТНЫХ КОМПЛЕКСОВ САПФИР_95&RC_ВВЭР И САПФИР_РФ&RC_ВВЭР

*Иванов Д.В., Шпилько М.А., Ахцигер И.А., Милютин Н.А.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

В АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС» и других предприятиях используется аттестованное программное средство САПФИР_95&RC_ВВЭР.2 для проектных расчетов и в научно-исследовательских работах по обоснованию и оптимизации конструкции активной зоны. Модернизированная версия программы САПФИР_95 получила название САПФИР_РФ. На данный момент проводится верификация и аттестация этой программы в заявленной области применения [1-4].

Цель работы – обоснование возможности использования ПС САПФИР_РФ&RC_ВВЭР.2 в заявленной области применения и расчет погрешности параметров путем сравнения полученных результатов основанных на экспериментальных данных блока №1 Ленинградской АЭС-2 с использованием ПС САПФИР_95&RC_ВВЭР.2.

Для проведения расчетного моделирования работы реактора по рассматриваемым в данной работе ПС, были подготовлены мало-групповые нейтронно-физические константы с помощью программ САФИР_95.1 и САФИР_РФ соответственно. Затем эти данные в виде двоичных архивов передаются программе RC_ВВЭР.2, для расчета реакторных задач.

Расчеты проводились с использованием ПС САПФИР_95&RC_ВВЭР.2 в двухгрупповом диффузионном приближении и ПС САПФИР_РФ&RC_ВВЭР.2 в двухгрупповом и в шести-групповом диффузионном приближении.

В таблице 1 представлены результаты расчетов средних отклонений эффективностей групп ОР СУЗ.

По полученным отклонениям полных интегральных эффективностей групп ОР СУЗ можно сделать вывод, что расчеты, выполненные с использованием ПС САПФИР_95&RC_ВВЭР.2 не превышают паспортное максимальное отклонение, соответствующее данному ПС.

Расчеты, выполненные в САПФИР_РФ&RC_ВВЭР.2 как в двухгрупповом, так и в шестигрупповом диффузионном приближении дают менее точные результаты. При этом только в случае 10 регулирующей группы отклонения превышают максимальное отклонение паспорта САПФИР_95&RC_ВВЭР.2 равное 10 %.

Таблица 1

Средние отклонения эффективностей групп ОР СУЗ

| Программное средство | Среднее отклонение | Группы аварийной защиты | Регулирующие группы | Все группы |
|-----------------------------------------------------------------|--------------------|-------------------------|---------------------|------------|
| САПФИР_95 & RC_ВВЭР.2 | погружение | 5,44% | 5,62% | 5,53% |
| | извлечение | 5,62% | 5,08% | 5,35% |
| САПФИР_РФ & RC_ВВЭР.2 в двухгрупповом диффузионном приближении | погружение | 9,03% | 8,04% | 8,53% |
| | извлечение | 8,72% | 7,51% | 8,12% |
| САПФИР_РФ & RC_ВВЭР.2 в шестигрупповом диффузионном приближении | погружение | 6,88% | 6,46% | 6,67% |
| | извлечение | 6,53% | 5,92% | 6,22% |

Эти различия обусловлены, очевидно, неточностью констант расчетных программ для исследуемых топливных загрузок, а также погрешностями измерений.

Оценивая общую картину, можно сделать вывод, что при извлечении групп стержней, точность возрастает не зависимо от используемого ПС и вида приближения. Если сравнивать ПС между собой, то САПФИР_95&RC_ВВЭР.2 дает лучшие результаты даже в сравнении с шестигрупповым расчетом в ПС САПФИР_РФ&RC_ВВЭР.2.

Литература

1. Программа САПФИР_95.1 для нейтронно-физических расчетов ячеек тепловых ядерных реакторов. Описание применения – Сосновый Бор: НИТИ, 2003. – 132 с.
2. Программа RC для малогруппового трехмерного расчета активных зон реакторов типа ВВЭР. Описание применения. – Сосновый Бор: НИТИ, 2017. – 213 с.
3. Комплекс программ САПФИР_95&RC_ВВЭР.2. Аттестационный паспорт программного средства № 321, выдан Ростехнадзором 18.04.2013

ВОЗМОЖНОСТИ ВНЕДРЕНИЯ ТОРИЕВОГО ЯДЕРНОГО ЦИКЛА В ТОПЛИВНО-ЭНЕРГЕТИЧЕСКИЙ КОМПЛЕКС

*Ширкова Д. Е., Дикова Т.С., Терехова А.М.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск, Россия*

Для успешного развития ядерной энергетики требуется наличие обширной базы энергетического сырья. Ограниченность запасов урана, ведет в свою очередь к изучению альтернативны урану как топливу. Одним из альтернативных вариантов U-238, является Th-232. Основной причиной этому служит тот факт, что природные ресурсы Th-232 более чем втрое превышают запасы U-238 [1]. Данный вопрос рассматривался в ряде других работ [2, 3].

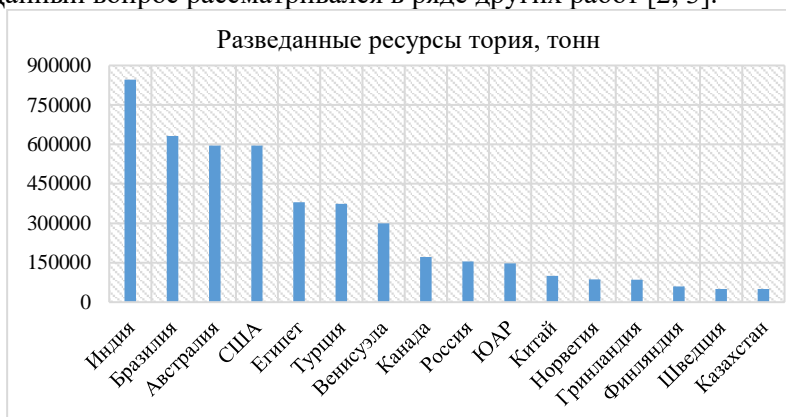


Рис.1. Мировые разведанные источники тория, тонн

Основной целью работы являлся анализ преимуществ и недостатков ториевого топливного цикла перед урановым. Также в ходе работы рассматривался опыт зарубежных стран по внедрению ториевой кампании.

В ходе работы был произведен анализ и выявлены предпосылки развития ториевого цикла в России. Также были рассмотрены экономические, экологические и технологические характеристики топлива на основе тория для выявления возможных путей внедрения ториевой программы в Российский атомный энергетический комплекс [4].

Литература

1 М. Н. Тихонов, О. Э. Муратов, Э. Л. Петров. Решение радиационных проблем ядерной энергетики в стратегии уран-ториевого

цикла // Экология промышленного производства. – 2006. – № 3. – С. 51-53.

2 И. К. Вялков, И. В. Повх. Торий вместо урана в ядерной энергетике // Научно-техническое и экономическое сотрудничество стран АТР в XXI веке. – 2020. – Т. 2. – С. 375-376.

3 Perspectives on the Use of Thorium in the Nuclear Fuel Cycle // Nuclear energy agency organisation for economic co-operation and development – 2015.

4 М. И. Яковлева. Внедрение ториевого ядерного цикла в топливно-энергетический комплекс Российской Федерации // Молодежная неделя науки ИПМЭиТ: Сборник трудов Всероссийской студенческой научно-учебной конференции. В 6-ти частях, Санкт-Петербург, 02–04 декабря 2022 года.

МОДЕЛИРОВАНИЕ УДЛИНЕННЫХ КАМПАНИЙ ТОПЛИВА РЕАКТОРА КЛТ-40С ПРИ ПОМОЩИ ПРОГРАММЫ MONTE-CARLO UNIVERSAL

*Белявский С.В., Балачков М.М., Карван Р.А.
НИ ТПУ, г.Томск*

Увеличение вычислительных мощностей современных компьютеров привело к увеличению количества выполнимых с их помощью задач. Так, пакеты программ для прецизионного моделирования ядерных процессов требуют большой объем вычислений, однако позволяют решать задачи моделирования активных зон реакторов с геометрией любой сложности.

В работе производилось моделирование кампании топлива малого модульного водо-водяного ядерного реактора КЛТ-40С при помощи пакета Monte Carlo Universal (MCU-PTR) [1]. При помощи программы MCU Office воссоздана детальная геометрия активной зоны, ТВС и ТВЭЛОВ, а также рассчитаны такие величины как эффективный коэффициент размножения, глубина выгорания топлива. Помимо этого, проведены расчёты изменения нуклидного состава топлива.

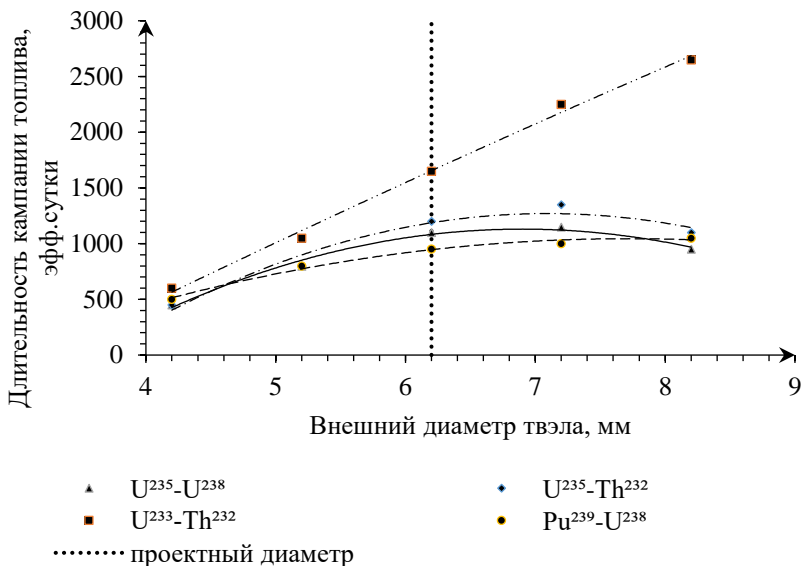


Рис. 1. Зависимость длительности кампании топлива от внешнего диаметра ТВЭЛ для четырёх дисперсионных топливных композиций

Всего было смоделировано четыре дисперсионных композиции в матрице из силумина: $(U^{235}-U^{238})O_2$, $(U^{235}-Th^{232})O_2$, $(U^{233}-Th^{232})O_2$, $(Pu^{239}-U^{238})O_2$ [2]. Также решалась задача оптимизации для подбора оптимального значения внешнего диаметра ТВЭЛ для обеспечения максимальных значений длительности кампании и глубины выгорания топлива.

Результаты расчётов представлены на рисунке 1. Как можно видеть, композиция $(Pu^{239}-U^{238})O_2$ показывает наименьшую длительность кампании топлива как при проектном диаметре ТВЭЛ (6,2 мм), так и при всех остальных значениях. Наибольшую эффективность показывает топливная $(U^{233}-Th^{232})O_2$, обеспечивающая кампанию в 1650 эфф.суток (1150 эфф.суток в стандартной композиции $(U^{235}-U^{238})O_2$) с потенциалом к продлению кампании вплоть до 2650 эфф.суток при увеличении внешнего диаметра ТВЭЛ.

Исследование выполнено в рамках проекта Российского Научного Фонда №22-29-00385 (<https://rscf.ru/project/22-29-00385/>)

Литература

1. Alekseev N.I. et al. MCU-PTR program for high-precision calculations of pool and tank type research reactors //Atomic energy. – 2011. – Т. 109. – №. 3. – С. 149-156.

2. Beliavskii S.V. et al. Effect of fuel nuclide composition on the fuel lifetime of reactor KLT-40S //Nuclear Engineering and Design. – 2020. – Т. 360. – С. 110524.

ИССЛЕДОВАНИЕ ВЛИЯНИЯ МОДЕЛИРОВАНИЯ ПЛУТОНИЕВЫХ АГЛОМЕРАТОВ В МОХ-ТОПЛИВЕ НА НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ ТВС ВВЭР-СКД

Закиров Н.А.¹, Внуков Р.А.^{1,2}, Колесов В.В.^{1,2}, Котов Я.А.²

¹ИАТЭ НИЯУ МИФИ, Обнинск

²НИЦ «Курчатовский институт», г. Москва

В настоящее время вектор развития ядерной энергетики направлен в сторону развития ядерных энергетических установок с акцентом на возможное замыкание ядерного топливного цикла. Одним из таких является реактор ВВЭР-СКД, использующий МОХ-топливо, ввиду не технологичности изготовления содержащие агломераты с более высокой долей плутония, которые не учитываются в большинстве расчетных моделей. Недостаток работ по исследованию влияния агломератов на нейтронно-физические параметры обуславливает актуальность работы.

Для исследования была смоделирована гомогенная модель ТВС реактора ВВЭР-СКД. Расчеты включали моделирование агломератов обогащенного Pu с содержанием в агломератах и матрице указанным в работе [1]. В ходе исследования было проведено сравнение нейтронно-физических характеристик гомогенной и гетерогенной моделей топлива. Исполнение топлива представлено на рисунке 1.

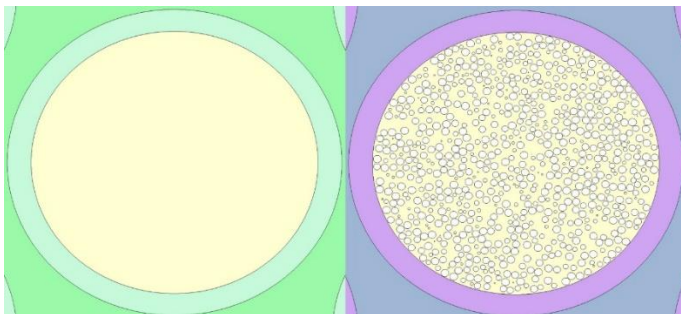


Рис.1. Вид модели MOX-топлива с Pu-агломератами и без них

Расчеты проводились с помощью ПК Serpent 2. Оценивались эффективный коэффициент размножения, плотность потока нейтронов (локальная оценка для гетерогенного задания топлива), энерговыделение топливного стержня для гомогенной модели, матрицы с пониженной долей плутония и агломератов с повышенным содержанием плутония для гетерогенной.

Результаты показали, что возможно вести расчет k_{eff} без уточнения дисперсности для модели MOX-топлива с агломератами значения k_{eff} находятся в пределах статистической погрешности (± 0.0002). Отношение энерговыделения обогащенного Pu агломерата к U-Pu матрице является самым высоким в начале 1.25, что указывает на наличие градиента температур, с постепенным уменьшением по ходу выгорания. Средние энерговыделения в гомогенной и гетерогенных моделях топливного стержня имеют отличия порядка 0,8 %.

Литература

1. Kawashima K., Yamamoto T., Namekawa M. // Journal of nuclear science and technology. 2007. 44, N 10. P. 1259.

ИССЛЕДОВАНИЕ ВЛИЯНИЯ УЧЕТА МИКРОГЕТЕРОГЕННОСТИ НА НЕЙТРОННО- ФИЗИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ ПРИ МОДЕЛИРОВАНИИ ЭЛЕМЕНТАРНОЙ ЯЧЕЙКИ РЕАКТОРА ТИПА PWR

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

¹ИАТЭ НИЯУ МИФИ, Обнинск

²IRSN, Париж, Франция

Работа является продолжением исследований [1]. Учет микрогетерогенных структур становится важным при различной постановке критериев: необходимая точность (погрешность расчетов), моделируемые процессы. Первые результаты показали, что при достаточно высокой доле агломератов и высоком среднем содержании плутония в урановой матрице задание агломератов при моделировании не требуется. Последующие расчеты в области низких содержаний плутония в топливе привели к выводу о необходимости детализации критериев, описанных выше. При этом показательна их взаимозависимость. Для оценки эффекта Доплера необходима точность расчета порядка 99.995% и выше, иначе расчет коэффициентов реактивности окажется с высокой погрешностью. При данной точности результаты расчетов гомогенной модели для области малых содержаний плутония в топливе отличаются от гетерогенной выше, чем на σ .

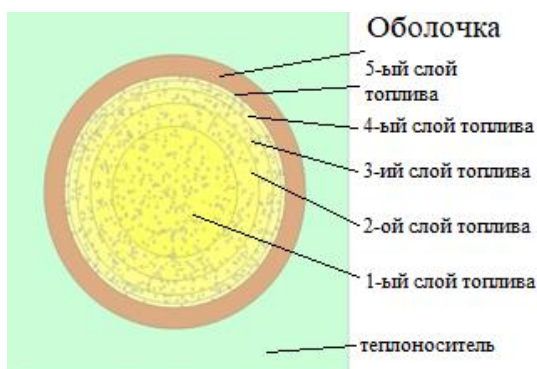


Рис.1. Смоделированный топливный элемент. Вид сверху

В проведенном исследовании отслеживалось влияние агломератов на Доплер-эффект исследование рассмотрено в двух приближениях. В первом приближении температура матрицы оставалась постоянной, а температура плутониевых агломератов увеличена пропорционально выходным значениям энерговыделений предва-

рительно осуществленных расчетов по его оценке. Во втором приближении уменьшена температура агломератов относительно средней температуры топлива и увеличена температура матрицы.

При расчетах использовалась модель элементарной ячейки реактора типа PWR [2] в двух вариантах: гомогенном и гетерогенном. Плутониевые агломераты в гетерогенной модели представляли из себя сферы одинакового радиуса, разбросанных случайным образом по топливной таблетке в соответствии с их объемной долей. Варьируемые параметры: радиус агломератов – 30-50 мкм, объемная доля микрогетерогенных структур – 7%, 10%, 22% [3]. Для учета градиента плотности потока нейтронов по радиусу топливной таблетки, выгорающий материал делился на 5 слоев (рис. 1).

Результаты показали, что величина эффекта реактивности по температуре топлива (Доплер-эффект) имеет отклонения выше величины погрешности между гомогенной и гетерогенной моделями для случаев с 10% долей агломератов в топливе.

Литература

1. Е.П. Аверченкова, К.А. Силичева, Р.А. Внуков, В.В. Колесов, Е.А. Иванов. Исследование влияния агломератов с высоким содержанием Pu в MOX-топливе на нейтронно-физические характеристики элементарной ячейки ядерного реактора//Ученые записки физического факультета Московского университета: - М. 2022.

2. N. Horelik, B. Herman, B. Forget, and K. Smith. Benchmark for Evaluation and Validation of Reactor Simulations (BEAVRS), v1.0.1. Proc. Int. Conf. Mathematics and Computational Methods Applied to Nuc. Sci. & Eng., 2013. Sun Valley, Idaho

3. T. Kameyam, A. Sasahara, T. 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.

МОДЕЛИРОВАНИЕ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ ПРОЦЕССОВ В АКТИВНОЙ ЗОНЕ МАЛОМОЩНОГО РЕАКТОРА С ВЫСОКИМ ОБОГАЩЕНИЕМ ТОПЛИВА

*Патракеева А.И., Шлапак Н.П.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

В последние годы все больше стран начинают интересоваться строительством реакторов с малой мощностью. По всему миру уже разработано более семидесяти проектов реакторов малой мощности.

Целью работы является создание трёхмерной модели мало-мощного реактора с высоким обогащением топлива на примере исследовательского реактора ВВР-СМ-20 с использованием расчётного кода Serpent [1] и исследование нейтронно-физических характеристик активной зоны реактора.

В работе представлены эксплуатационные возможности и особенности конструкции исследовательского реактора ВВР-СМ-20. Реактор ВВР-С был реконструирован в конце 1971 года, что позволило увеличить его мощность с 2 до 10 МВт. Он относится к реакторам малой мощности, т.к. его мощность не превышает 300 МВт.

Для проведения исследований необходимо создать физическую модель активной зоны реактора, которая позволит провести систематические и целенаправленные исследования ядерно-физических параметров [2]. Для создания модели был выбран расчетный код Serpent. Serpent – это универсальная трёхмерная непрерывная энергетическая программа моделирования переноса частиц методом Монте-Карло.

Тепловыделяющие сборки (типа ИРТ-3М) реактора состоят из шести коаксиальных топливных трубок квадратного сечения. Они могут использоваться как с обогащением 90%, так и 36% по ^{235}U [3]. Чтобы сделать реактор эффективным и безопасным в него был включён ряд конструктивных особенностей.

Он используется для научных исследований в таких областях, как ядерная и радиационная физика, радиационное материаловедение и т.д., а также для облучения минералов и производства радиоизотопов для медицинских и промышленных целей.

В работе рассчитаны нейтронно-физические характеристики активной зоны реактора с помощью программного кода Serpent. В частности реакционная способность и температурный коэффициент реактора для диоксида урана, карбида урана, нитрида урана и МОКС-топлива при разных температурах теплоносителя и топлива.

Литература:

1. Jaakko Leppänen. Serpent – a Continuous-energy Monte Carlo Reactor Physics Burnup Calculation Code. -User's manual, 2015.

2. Байтелесов С.А. Нейтронно-физические и термогидравлические расчеты ВВР-СМ-20 с высоко- и низкообогащенными урановыми топливными сборками. -Атомная энергия, Т. 104, вып. 4, 2008.

3. Гончаров В.В. Реконструкция ВВР-СМ на основе использования тепловыделяющих сборок ИРТ-М с увеличением мощности от 2 до 10 МВт - Труды симпозиума по опыту эксплуатации и использования исследовательских реакторов: Предал, 1974.

ПРЕИМУЩЕСТВА ИСПОЛЬЗОВАНИЯ СВИНЦА-208 В КАЧЕСТВЕ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ БЫСТРОГО РЕАКТОРА

*Дурбажев А.А., Райдун С.К., Розова А.С., Терехова А.М.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, Обнинск*

Вопрос об использовании теплоносителя в реакторе является основополагающим при конструировании ядерной реакторной установки. Выбор теплоносителя диктуется многими факторами, в частности, нейтронно-физической и экономической составляющими. Ядерные реакторы на тепловых нейтронах в основном используют воду как теплоноситель. В реакторах на быстрых нейтронах использование воды в качестве теплоносителя невозможно ввиду ее высоких коэффициентов поглощения и замедления нейтронов. Основными веществами, не поглощающими и не замедляющими нейтроны при рабочих температурах реактора, являются металлы. Натриевый теплоноситель, широко используемый в действующих быстрых реакторах, обладает существенным недостатком - высокой наведенной активностью Na-22. Также он пожаро- и взрывоопасен. Альтернативой натрию является свинец.

Целью работы является детальное рассмотрение преимуществ использования изотопа Pb-208 в качестве теплоносителя в быстром реакторе. В работе был проведен анализ изотопа Pb -208, его физические, химические и нейтронные характеристики.

Pb -208 имеет малую замедляющую способность, что позволяет использовать широкую решетку тепловыделяющих элементов. Также он хорошо экранирует гамма-излучение. Свинец инертен при взаимодействии с водой и воздухом, тем самым исключается возможность пожара и взрыва. Из-за высокой температуры плавления при потере теплоносителя свинец застывает, что является дополнительным защитным фактором.

Также было выяснено, что использование Pb -208 приводит к увеличению эффективного коэффициента размножения нейтронов.

Литература

1. Иванова М.М., Терехова А.М. Сравнение нейтронно-физических характеристик быстрого реактора с теплоносителем из радиогенного свинца и свинца 208. БЕЗОПАСНОСТЬ АЭС И ПОДГОТОВКА КАДРОВ. Тезисы докладов XIV международной конференции. 2015. С. 239.

2. Блохин Д.А., Земсков Е.А., Хорасанов Г.Л. Влияние теплоносителя на основе изотопа свинца-208 на нейтронные характеристики активной зоны быстрого реактора. Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерные константы. - 2010. вып. 1-2 С. 89-92.

КОЛИЧЕСТВЕННАЯ ОЦЕНКА РИСКА ОТКАЗА ОБОРУДОВАНИЯ ПРИ РАЗРАБОТКЕ РИСК- ОРИЕНТИРОВАННОЙ СТРАТЕГИИ ТОИР

*Шульжик Ф.С., Пивоварова А.А., Лапкис А.А.
ВИТИ НИЯУ МИФИ, г. Волгодонск*

Повышение экономических показателей АЭС возможно за счет снижения затрат на длительность проведения ремонта [2]. Предлагаемый метод решения – разработка и внедрение риск-ориентированного подхода к планированию ТОиР. В работе рассмотрена количественная оценка риска отказа электроприводной арматуры (ЭПА) АЭС с наличием и отсутствием технической диагностики (ТД) в качестве корректирующего мероприятия при снижении объема ремонта. По результатам диагностики возможно выявление фактического состояния подвижных частей ЭПА. Возможные

состояния представлены на рис. 1., где 0 – полностью исправное, 1 – с ухудшением, 2 – неисправное состояния оборудования.

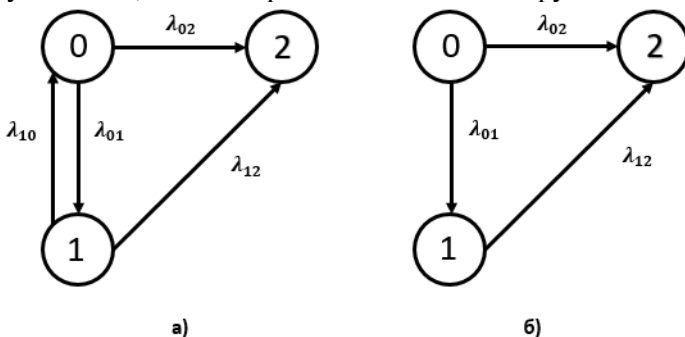


Рис. 1 Граф состояний, вариант, а) с использованием ТД, б) без ТД
 $\lambda_{01}, \lambda_{12}$ - показывают деградацию оборудования, λ_{10} - ремонт, λ_{02} - показывает внезапный отказ оборудования.

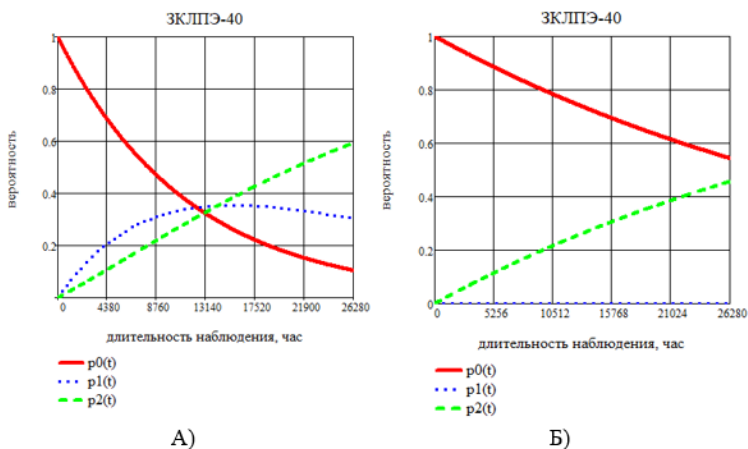


Рис. 2 Графическое решение уравнений Колмогорова для систем с, вариант, а) с применением ТД, б) без ТД

Из журнала дефектов Нововоронежской АЭС бл. №5 были определены проблемные типоразмеры и интенсивности наиболее часто встречающихся отказов. В работе была использована интервальная оценка интенсивности отказа с доверительной вероятностью 95%.

Был проанализирован эффект применения ТД на примере клиновой задвижки с выдвигным шпинделем типоразмера ЗКЛПЭ-

40. Применив математический аппарат теории надежности, базированный на методе марковских цепей [1], составив системы уравнений Колмогорова для двух вариантов, получили конечные вероятности нахождения ЭПА в каждом из состояний, а также графическое их представление.

Для проанализированного типа ЭПА, подверженного частым отказам, техническая диагностика позволяет в 5,22 раза снизить риск отказа в межремонтный период. Таким образом, регулярная диагностика позволяет постоянно ремонтировать единицы ЭПО, для которых выявлено ухудшение состояния, не выявляемое оперативным персоналом, и значит, снизить эксплуатационный риск отказа на длительной дистанции.

Литература

1. ГОСТ Р МЭК 61165-2019 Надежность в технике. Применение марковских методов.

2. Лапкис А.А. Предпосылки для внедрения риск-ориентированной стратегии ТОиР арматуры АЭС / А.А. Лапкис, В.Н. Никифоров, П.В. Поваров [и др] // Глобальная ядерная безопасность. – 2022 – №2 - С. 55-67.

МОДЕЛИРОВАНИЕ АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРА ВВЭР-СКД В КОДЕ SERPENT

*Филинюк В.А., Лапкис А.А.
ВИТИ НИЯУ МИФИ, Волгоградск*

Повышение КПД АЭС возможно за счёт поднятия параметров теплоносителя до сверхкритических. В случае реакторов ВВЭР это означает рост давления до 24-30 МПа, что позволяет осуществлять регулирование спектра нейтронов и запаса реактивности по мере выгорания топлива изменением параметров теплоносителя, помимо традиционных способов, а также улучшить коэффициент воспроизводства реактора.

В ходе работы был выполнено моделирование 2D сечения активной зоны проекта ВВЭР-СКД (давление первого контура 24,5 МПа, температура на входе 270–290°C, температура на выходе 540°C).

Для исследования свойств ВВЭР-СКД в среде Serpent [1] была

смоделирована ТВС: чехловая, состоящая из 252 твэлов, 18 направляющих каналов под ПЭЛ (поглощающие элементы) и центральной трубы [2].

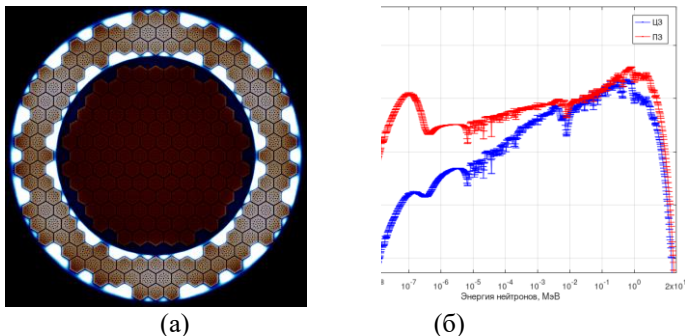


Рис. 1. (а) Поле энерговыделения сечения АЗ ВВЭР–СКД, (б) Спектры нейтронов ЦЗ и ПЗ

В соответствии с предлагаемой [3] схемой охлаждения реактора, активная зона смоделирована с разделением по радиусу на центральную (ЦЗ) и периферийную (ПЗ) зоны с примерно одинаковым числом ТВС: 121 ТВС ЦЗ и 120 ТВС ПЗ. В качестве топливной загрузки выбрано U-Pu топливо с обогащением по Pu-239 равным 7,7%.

Расчёт выполнен при настройках кода Serpent:

- 300000 нейтронных историй в цикле;
- 200 активных циклов;

Построенные спектры нейтронов и поле энерговыделения приведены на рисунке 1.

Как видно из рисунка 1б, центральная зона реактора обладает быстрорезонансным спектром, в периферийной зоне наблюдается ярко выраженный тепловой спектр. В связи с этим большая часть тепловой мощности (71,5%) выделяется в периферийной зоне. При снижении параметров теплоносителя по мере выгорания топлива энерговыделение может быть смещено в центральную зону. Моделирование кампании такого реактора является целью дальнейшей работы.

Литература

1. J. Leppänen, M. Pusa, T. Viitanen, V. Valtavirta, and T. Kaltiaisenaho. "The Serpent Monte Carlo code: Status, development and applications in 2013." *Ann. Nucl. Energy*, 82 (2015) 142-150.

2. Реактор, охлаждаемый водой сверхкритического давления, ВВЭР-СКД – основной претендент в «Супер-ВВЭР» – URL: <http://www.gidropress.podolsk.ru/files/proceedings/mntk2011/documents/mntk2011-028.pdf> (Дата обращения: 03.11.2022)

3. Характеристики безопасности РУ ВВЭР–СКД – URL: <http://www.gidropress.podolsk.ru/files/publication/publication2011/documents/084a.pdf> (Дата обращения: 06.11.2022)

РАСЧЁТ ВВЭР-1000 НА ТОРИЙ-УРАНОВОМ ТОПЛИВЕ С ТЯЖЕЛОВОДНЫМ СПЕКТРАЛЬНЫМ РЕГУЛИРОВАНИЕМ

Исанов К.А.¹, Кушнир Н.О.¹, Егоров М.Ю.^{2,3,4}

¹*ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

²*СПбГУАП, Санкт-Петербург*

³*СПбПУ Петра Великого, Санкт-Петербург*

⁴*СПбГЛТУ, Санкт-Петербург*

В работе рассматривается проблема истощения природных запасов урана и переход на альтернативный торий-урановый цикл [1].

По мере развития атомной промышленности и увеличения вырабатываемой мощности увеличивается потребность в ядерном топливе. Темпы добычи и обогащения топлива увеличиваются. Природные запасы урана уменьшаются, стоимость добычи и обогащения ²³⁵U увеличивается. Ожидается полное исчерпание запасов ²³⁵U. Решением может выступить переход на альтернативные топливные циклы, один из которых – торий-урановый.

Торий имеет ряд преимуществ – по разведанным данным запасы тория превышают запасы урана в 4 раза. Сопутствующими благоприятными факторами является наработка ²³³U, который обладает наилучшими нейтронно-физическими характеристиками среди делящихся нуклидов в тепловой части спектра.

В работе проанализирована возможность использования торий-уранового цикла в тепловых водо-водяных реакторах ВВЭР-1000 под ключ [2]. Рассмотрены и рассчитаны три варианта топлива с

обогащением 4%, 4,5% и 5%. Определены нейтронно-физические характеристики, проведен расчет эффективного коэффициента размножения K_{eff} (таблица 1) и нуклидной динамики.

Таблица 1

Зависимость K_{eff} от обогащения топлива

| Обогащение, % | 4 | 4,5 | 5 |
|---------------|------|------|------|
| K_{eff} | 1,41 | 1,45 | 1,49 |

Расчет в работе проведен многогрупповым (26 групп) диффузионным методом с предварительной подготовкой констант [3, 4]. Результаты расчета K_{eff} сравнивались с результатами, полученными в прецизионной программе SERPENT 2, расхождение результатов составляет порядка 0,2%, точность расчета 99,8%.

По рассчитанной нуклидной динамике и начальным запасом реактивности, сделана оптимизация топливной кампании в виде реализации тяжеловодного спектрального регулирования.

В работе изложена концепция и реализация спектрального регулирования, путем разбавления воды тяжелой водой. Оценено и описано влияние спектрального регулирования на нейтронно-физические характеристики реактора и на запас реактивности.

По результатам пересчета нуклидной динамики с введением спектрального регулирования и сравнения с нуклидной динамикой кампании без спектрального регулирования, сделаны предположения по оптимизации начальной загрузки топлива. На основе предварительного расчета приращения компенсации реактивности от изменения вода-тяжеловодного соотношения. Оценена экономия делящегося нуклида при меньшей загрузке, либо продление топливной кампании при сохранении прежнего обогащения.

Вывод. Показана возможность применения торий-уранового топлива для ВВЭР-1000, реализация тяжеловодного спектрального регулирования с перспективой снижения начального обогащения или продления топливной кампании.

Литература

1. Uranium 2020: Resources, production and demand: Technical report (2020) Nuclear Energy Agency Organisation for Economic Co-Operation and Development URL, Accessed 26/12/2021 <https://oecd-nea.org/upload/docs/application/pdf/2020>.

2. Зверев Д.Л., Самойлов Д.Л., Романов А.И., Панов А.И., Фальков А.А., Шолин Е.В., Зотов С.А. Топливо для ВВЭР и PWR. Современное состояние и перспективы. // Атомная Энергия. – 2020. – Т. 129. – №. 2. – С. 63-65.

3. Абагян Л.П., Базазянц Н.О., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Групповые константы для расчета реакторов и защиты. // М.: Энергоиздат, 1981. – 232 с.

4. Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Система групповых констант БНАБ-93. Часть 1. Ядерные константы для расчета нейтронных и фотонных полей излучений. // Вопросы атомной науки и техники. Ядерные константы. – 1996. – Вып.1. – С. 59.

SIMULATION OF THE IEA-R1 REACTOR CORE USING THE SERPENT 2 CODE

Carneiro R.^{1,2}, Mwiinga N.¹, Oliveira J.J.^{1,3}, Santana M.P.^{1,3}, Scalise L.^{1,3}, Soares V.¹, Kolesov V.V.¹

¹IATE MEPHI, Obninsk, Russia

²UFRJ, Rio de Janeiro, Brazil,

³IPEN USP, Sao Paulo, Brazil

The construction of the IEA-R1 reactor began in 1956, reaching first criticality in 1957. This makes it the first reactor in the southern hemisphere and during its first years of operation, the IEA-R1 operated with a power of 1 MW. Over the years, this operational capacity was increased and reached the design limit of 5 MW in 1997. In 2007, one of the IEA R1 reactor heat exchangers was replaced, making it safe to operate at up to 5 MW of power.

The IEA-R1 research reactor is a pool reactor, cooled and moderated with lightly deionized water and graphite reflector. It was developed by Babcock & Wilcox Co. as part of the Atoms for Peace program. This reactor is located at the IPEN. The reactor core is arranged in an 8x10 grid. The core currently consists of a 5x5 matrix (Fig.1A) with 20 fuel assemblies, 4 controllers and a central beryllium radiator. The control rod used for control is of Ag-In-Cd type. Current configurations include U₃O₈-Al and U₃Si₂-Al fuels, 2.3 gU/cm³ (33 x U₃O₈) and 3.0 gU/cm³ (26 x U₃Si₂), respectively.

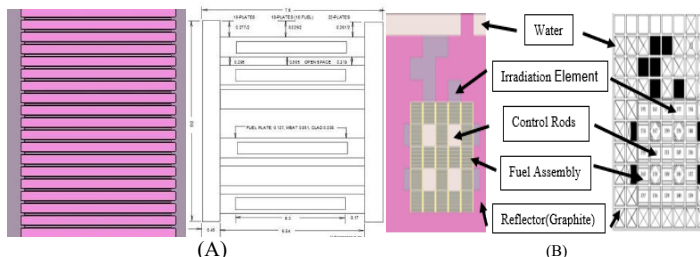


Fig. 1. Fuel assembly modeled on SERPENT with the scheme with sizes (A) and the reactor core modeled (B) compared to the scheme from [1]

Table 1 –

Calculated axial flux distribution in fuel and experimental channel

| Axial interval, cm | Neutron flux in fuel | Neutron flux in irradiation channel |
|--------------------|---------------------------------|-------------------------------------|
| 0.0 - 8.01 | $7.877 \cdot 10^{12} \pm 0.037$ | $5.861 \cdot 10^{12} \pm 0.034$ |
| 8.01 - 16.02 | $3.012 \cdot 10^{13} \pm 0.023$ | $2.265 \cdot 10^{13} \pm 0.014$ |
| 16.02 - 24.03 | $3.120 \cdot 10^{13} \pm 0.024$ | $2.797 \cdot 10^{13} \pm 0.014$ |
| 24.03 - 32.04 | $2.889 \cdot 10^{13} \pm 0.023$ | $2.328 \cdot 10^{13} \pm 0.013$ |
| 32.04 - 40.05 | $2.792 \cdot 10^{13} \pm 0.023$ | $2.621 \cdot 10^{13} \pm 0.014$ |
| 40.05 - 48.06 | $2.386 \cdot 10^{13} \pm 0.023$ | $2.025 \cdot 10^{13} \pm 0.013$ |
| 48.06 - 56.07 | $1.199 \cdot 10^{13} \pm 0.031$ | $2.058 \cdot 10^{13} \pm 0.016$ |
| 56.07 - 64.08 | $3.105 \cdot 10^{12} \pm 0.048$ | $4.111 \cdot 10^{12} \pm 0.037$ |
| 64.08 - 72.09 | $4.827 \cdot 10^{12} \pm 0.034$ | $1.150 \cdot 10^{12} \pm 0.055$ |
| 72.09 - 80.10 | $2.244 \cdot 10^{12} \pm 0.037$ | $8.252 \cdot 10^{11} \pm 0.055$ |

A full core model was created on SERPENT2 code [2]. Fig.1A shows the fuel assembly and Fig.1B the full core of the IEA-R1 reactor.

The result was $K_{\text{eff}} = 1.24160 \pm 0.00036$. We also calculated the axial flux distribution of neutron flux in fuel (Table 1) and in the irradiation channel (Fig.1B) for 5 MW.

Literature

1. A. Santos, et al., Core Calculations for the Upgrading of the IEA-R1 Research Reactor. International Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors, Brazil, 1998.

2. J. Leppanen, PSG2/SERPENT, A Continuous Energy Monte-Carlo Reactor Physics Burnup Calculation Code, VTT Technical Research Centre of Finland, 2015.

МОДЕЛИРОВАНИЕ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОГО РЕАКТОРА-РАЗМНОЖИТЕЛЯ EBR-1 С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ПРОГРАММНОГО КОМПЛЕКСА SERPENT

*Щербачев С.С., Иванов Д.В., Каражелевская Ю.Е., Терехова А.М.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Экспериментальный реактор-размножитель EBR-1 (Experimental Breeder Reactor 1) был первым в своем роде. Целью EBR-1 было продемонстрировать принцип размножения топлива Энрико Ферми, согласно которому ядерный реактор производит больше топлива, чем потребляет. EBR-1 продемонстрировал этот принцип в дополнение к выработке электроэнергии [1].

Применимость методологии была проверена на конструкции экспериментального реактора-размножителя EBR-1 с топливом из оксида плутония с обогащением 95%. EBR-1 представляет собой реактор быстрого размножения, охлаждаемый эвтектическим натриево-калиевым сплавом. Параметры активной зоны реактора представлены в таблице 1. Основная цель этого исследования – смоделировать реактор и проанализировать основные параметры безопасности EBR-1 с использованием программного комплекса Serpent [2]. На рисунке 1 показана модель ТВС реактора EBR-1, сделанная в программном комплексе Serpent.

В активной зоне реактора расположено 7 гексагональных тепловыделяющих сборок и 12 гексагональных блочных сборок. Тепловыделяющие сборки охлаждаются с использованием эвтектического натриево-калиевого сплава (NaK), а также имеют покрытия из цирколия. В центральной части топливной сборки находится затягивающий стержень из нержавеющей стали [3,4].

Топливный стержень

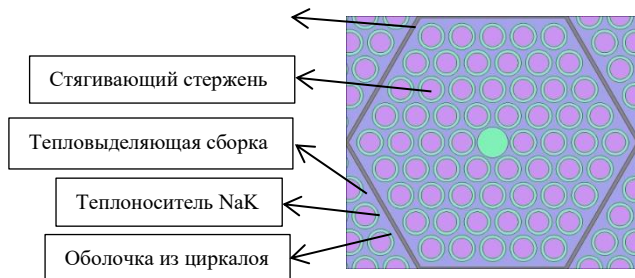


Рис. 1. Топливная сборка реактора EBR-1

Таблица 1

Параметры активной зоны реактора EBR-1

| <i>Параметры</i> | <i>Заданные значения</i> |
|--------------------------------------------------------------------------|-------------------------------------------------------|
| Средняя температура теплоносителя, К | 549 |
| Максимальная температура топлива, К | 768 |
| Эффективный коэффициент размножения (погрешность 0,00095) | Горячее состояние: 1.073 Холодное состояние: 1.081 |
| Температурный коэффициент топлива, $\frac{\Delta k}{k} / ^\circ\text{C}$ | -3.01×10^{-4} |

В результате расчетов смоделированного реактора EBR-1 были вычислены такие параметры, как коэффициент размножения, эффективная доля запаздывающих нейтронов и температурный коэффициент топлива и теплоносителя. Рассчитанные значения хорошо согласуются с данными реактора EBR-1. В результате гарантируется безопасность реактора.

Литература

1. The American Society of Mechanical Engineers. Experimental Breeder Reactor-1. -A National Historic Mechanical Engineering Landmark, 1979

2. J. Leppänen. Serpent – a Continuous-energy Monte Carlo Reactor Physics Burnup Calculation Code. - VTT Technical Research, 2015
3. H. Beyens. Characteristics of Fast Neutrons Power Reactors. - L. Vanmelle, s.a., 1966
4. J. R. Lamarsh. Introduction to Nuclear Reactor Theory, 2nd ed. - Massachusetts: Addison-Wesley, 1983

УТОЧНЕНИЕ СКОРОСТЕЙ РЕАКЦИЙ, УДЕЛЬНЫХ ЭНЕРГОВЫДЕЛЕНИЯ И ПОТЕРЬ ЭНЕРГИИ В ТЕРМОЯДЕРНЫХ УСТРОЙСТВАХ НА ОСНОВЕ D-ЗНЕ ТОПЛИВА И ПАРАМЕТРОВ КРИТЕРИЯ ЛОУСОНА ДЛЯ ТАКИХ УСТРОЙСТВ

*Годес А.И., Райдун С.К.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Критерий Лоусона, являющийся одной из важнейших характеристик перспективных термоядерных устройств с магнитным удержанием плазмы, выражается через три величины: удельную плотность энергии нагрева плазмы до необходимой температуры P_h , удельную плотность энерговыделения P_f , зависящую от выбранного режима работы термоядерной установки, и удельную плотность потерь энергии за счет излучения P_r (см. [1] и далее):

$$n\tau = \frac{P_h}{P_f - P_r}, \quad (1)$$

где n – концентрация ионов плазмы, τ – время энергетического удержания плазмы,

$$P_h = 1.5(1 + \bar{Z})T \quad P_f = (Q^{-1} + f_c)A_f \quad P_r = A_{br} + A_{e-e}. \quad (2)$$

В (2) T – температура плазмы в кэВ, Q – отношение средней удельной энергии термоядерного синтеза к средней удельной энергии, подводимой к плазме от внешних источников, f_c – доля термоядерной энергии, поглощаемая в плазме, A_f – функция, задающая мощность термоядерного синтеза, A_{br} – функция, задающая потери на тормозное излучение электронов на ионах, \bar{Z} – средний заряд ионов плазмы, $n_e = \bar{Z}n$ – концентрация электронов. Вклад циклотронного излучения не учитывается – считается, что оно полностью поглощается в плазме.

В таком виде речь идет о полностью некатализируемом d-d цикле-образующиеся T и ${}^3\text{He}$ не участвуют в последующих реакциях, но отдают свою кинетическую энергию плазме [1], для которого параметры критерия Лоусона таковы [2]: $n\tau = 6.5 \times 10^{14} \text{ см}^{-3}\cdot\text{с}$, $T=105 \text{ кэВ}$. (без учета релятивистских эффектов для тормозного излучения).

В настоящей работе используются результаты обработки считающихся наиболее надежными на данный момент экспериментальными данными работ [3] с помощью безмодельного подхода – приближения эффективного радиуса (ПЭР) [4]. Был получен набор параметров ПЭР, который описывает экспериментальные данные не хуже 5% в области энергий 0-850 кэВ. На этой основе были рассчитаны параметры критерия Лоусона для полностью катализируемого d-d цикла $n\tau = 6.103 \times 10^{14} \text{ см}^{-3}\cdot\text{с}$, $T = 100 \text{ кэВ}$. и работы термоядерного реактора в режиме самообеспечения d- ${}^3\text{He}$ $n\tau = 1.335 \times 10^{15} \text{ см}^{-3}\cdot\text{с}$, $T = 90 \text{ кэВ}$.

Литература

1. Stott P.E. The feasibility of using d – ${}^3\text{He}$ and d – d fusion fuels // Plasma Phys. Control. Fusion.-2005. – v.47.-P.1305–1338.
2. Баско М.М. Физические основы инерциального термоядерного синтеза.-М:ИТЭФ.-2007.-147с.
3. Krauss A., Becker H.W, Trautvetter H.P., Rolfs C., Brand K. Low-energy fusion cross sections of D+D and D+ ${}^3\text{He}$ reactions // Nuclear Physics.-1987.-v.A465.-P.150-172.
4. Alper. I.B., Godes A.I., Shablov V.L. New parametrization for the ${}^3\text{He}(d,p) {}^4\text{He}$ fusion reaction rate and refinement of the Lawson criterion for d- ${}^3\text{He}$ thermonuclear reactors. 2021 J. Phys.: Conf. Ser. 2103 012197.

ВЛИЯНИЕ РАДИАЛЬНОГО ПРОФИЛИРОВАНИЯ ТОПЛИВА В РЕАКТОРЕ ТИПА ВВЭР

*Бегимова А.А., Кузьмин Б.И.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, Обнинск*

Наиболее востребованный вопрос на сегодня – использование и потребление энергии с точки зрения экономики. Одним из решений проблемы может стать активное развитие атомной отрасли и улучшение технологии топливоиспользования. Предположительно, оптимизировать технологию можно за счет выравнивания выгорания топлива по радиусу топливной таблетки. Чтобы достичь равномерного выгорания топлива в конце топливной кампании, необходимо вначале перераспределить делящиеся нуклиды по радиусу в соответствии с профилем энерговыделения: чем выше значения энерговыделения, тем ниже обогащение топлива.

Применение данного метода осуществляется путём последовательного формирования слоёв (зон) топлива разного обогащения, варьирующегося от 4 до 12 %, на цилиндрической поверхности [1]. Варьирование в слоях происходило пропорционально отношению выгорания в данной зоне к среднему. В результате демонстрировалось снижение темпа потери реактивности на протяжении топливной кампании при профилировании твэгов в ТВС реактора типа ВВЭР. Потенциально аналогичный метод, обращенный к твэлам приведет к большему снижению темпа потери реактивности ввиду значительно меньшего количества твэгов.

В рамках исследования моделировалась элементарная ячейка твэла реактора ВВЭР-1200 [2]. Методика расчётов состоит из 4 этапов: предварительная оценка плотности потока нейтронов и мощности делений в зонах топливного стержня с одинаковым обогащением в каждой зоне (рис.1); изменение концентраций в топливе в соотношении, обратном распределению энерговыделения по зонам; приведение общего количества ядер каждого изотопа в топливном стержне (сумма ядер по всем зонам) к исходному значению; сравнение нейтронно-физических характеристик профилированного и исходного топливного стержней: бесконечный коэффициент размножения, плотность потока нейтронов, концентрации изотопов урана, минорных актинидов, выгорание топлива. Расчёты проводились в ПК Serpent [3].

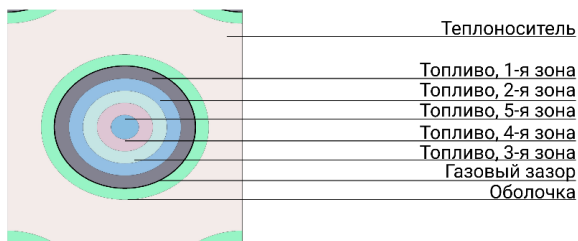


Рис.1. Схема сегментации топливного элемента расчетной модели, вид сверху

Результаты показали снижение темпа потери реактивности на 16.7%. При этом надо принимать во внимание отсутствие учета влияния конструкционных элементов ТВС на нейтронно-физические характеристики топлива, отсутствие поглотителя в теплоносителе, двумерность модели (на границах условие отражения). Оценка влияния радиального профилирования топлива в модели ТВС, детализация ее аксиальной структуры в перспективе исследования.

Литература

1. Vnukov R.A., Zhavoronkova I.A., Kolesov V.V., Karpovich G.V., Teplyakova A.R, Effect of gadolinium absorber radial profiling in fuel pins on VVER-1000 assembly neutron-physical characteristics // Journal of Physics: Conference Series, ICNRP Volga-2020: - Tver, 2020.
2. Hafez N., Shahbunder H., Amin E., El-Kamessy S. U., Elfiki S. A., Latef A., The Effect of burnable absorbers on neutronic parameters of VVER-1200 reactor // IOP Conference Series: Materials Science and Engineering: 2020.
3. Leppänen J., Isotalo A. Burnup calculation methodology in the Serpent 2 Monte Carlo code // PHYSOR-2012: - Knoxville, 2012.

ОПТИМИЗАЦИЯ ФОРМЫ МИШЕНИ, ДЛЯ УВЕЛИЧЕНИЯ НАРАБОТКИ SM^{153} НА РЕАКТОРЕ ВВР-Ц

*Егоров Г.О., Фомин Р.В.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Из-за отсутствия возможности строительства новых исследовательских установок, существует необходимость в модернизации действующих исследовательских реакторов. В настоящее время существует большой спрос на РФП, так вот исследовательские реакторы нарабатывают радионуклиды для производства РФП, при этом обеспечивают большую производительность и низкую стоимость производства. В работе рассмотрен перспективный радионуклид самарий-153, он используется в ядерной медицине, как терапевтическое и диагностическое средство.

Исследования, проводимые по изучению возможности наработки, разработки его технологии и синтез радиоактивного терапевтического препарата на основе ^{153}Sm являются особенно актуальными.

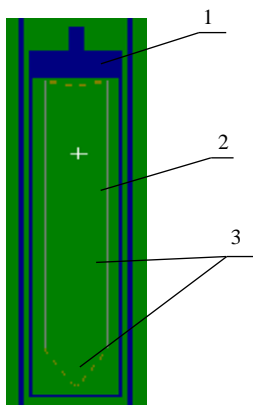


Рис. 1. Модель модернизированной мишени для наработки Sm^{153}
 1 – титановый блок-контейнер; 2 – вода; 3 – тонкий слой SmCl_3 на стенках кварцевой пробирки

Целью работы является проектировка модернизируемой мишени, для наработки Sm^{153} и сравнение полученных результатов с значениями, полученными опытным путём за одну кампанию реактора.

Для создания расчетных моделей реактора и мишеней будет использован ПК MCNP, работающий на основе Метода Монте-Карло.

В работе проектируется и облучается мишень, представляющая собой кварцевую пробирку с SmCl_3 которую, заворачивают в алюминиевую фольгу и помещают в охранный титановый контейнер. Контейнер запаивается, проверяется на герметичность и передается на облучение.

Мишень с SmCl_3 , обогащённым по Sm^{152} не менее 96% облучается для производства радиофармпрепаратов.

На данный момент, после изменения формы основания мишени с плоского дна на коническую поверхность, было получено увеличение плотности потока нейтронов, проходящего через мишень. До изменения формы $\Phi = 6,7 \cdot 10^{13} [1/(\text{см}^2 \text{ сек})]$, после – $\Phi = 7,03 \cdot 10^{13} [1/(\text{см}^2 \text{ сек})]$. В текущий момент рассматривается изменение наработки изотопа Sm^{153} .

Литература:

1. Кочнов О.Ю., Лукин Н.Д. ВВР-ц – этапы реконструкции реактора. Тезисы доклада на XI Российское совещание «Безопасность исследовательских ядерных установок» (Димитровград, 25-30 мая 2009 г.). – С. 35-36.
2. Скурудин В.С. Фармацевтическая технология. Методы и технологии получения радиофармпрепаратов. –Москва, Юрайт. 2016, -139 с.

ВЛИЯНИЕ УЧЕТА ТЕРМАЛИЗАЦИИ НА НЕЙТРОНО-ФИЗИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ РЕАКТОРА ТИПА ВВЭР-СКД

*Уляхин С.М.¹, Внуков Р.А.^{1,2}, Колесов В.В.^{1,2}, Котов Я.А.²
¹ИАТЭ НИЯУ МИФИ, Обнинск
²НИЦ «Курчатовский институт», г. Москва*

В исследовании поднимается вопрос влияния гетерогенной структуры воды в сверхкритическом состоянии на нейтронно-физические процессы в активной зоне реактора на примере рассмотрения модели ТВС.

На текущий момент часть работ при описании сверхкритического состояния воды рассматривает ее как гомогенную структуру. Оценке влияния гетерогенного задания теплоносителя на нейтронно-физические характеристики не уделяется должного

внимания. Кроме того, актуальным является исследование изменения состояния водного теплоносителя в процессе эксплуатации реактора.

В рамках исследования моделируется ТВС реактора ВВЭР-СКД. Данный реактор отличается от обычных водо-водяных тем, что работает в быстро-резонансном энергетическом спектре нейтронов, а в качестве теплоносителя использует воду со сверхкритическими параметрами который позволяет увеличить КПД всей системы.

Второй особенностью реактора является использование МОХ топлива при водном теплоносителе. КВ такого реактора близок к 1.

В перспективе важно рассмотрение модели гетерогенной структуры теплоносителя, так как в сверхкритической жидкости больше свободных от водородных связей молекул, что важно с точки зрения замедления нейтронов. Данный аспект актуален с позиции учета термализации в расчетах нейтронно-физических характеристик.

В исследовании оценивается учет влияния термализации на коэффициент размножения. Результаты показали, что при моделировании изменения плотности по высоте учитывать термализацию необходимо на высоких плотностях (выше 0.4 г/см³). При задании единой плотности теплоносителя значения между моделью с учетом термализации и без нее идентичные.

Литература

1. Leppänen, J. "Serpent – a Continuous-energy Monte Carlo Reactor Physics Burnup Calculation Code." User manual, June 18, 2015.

МОКС ТОПИВО С ГЕТЕРОГЕННЫМ РАЗМЕЩЕНИЕМ ПЛУТОНИЯ

*Иваницкая Е.С., Терехова А.М.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г.Обнинск*

Основным вариантом замыкания ядерного топливного цикла является использование плутония, выделенного из отработавшего ядерного топлива (ОЯТ), в качестве компонента топлива для буду-

щих загрузок как быстрых, так и тепловых реакторов. Традиционное гомогенное смешанное оксидное уран-плутониевое (МОКС) топливо уже зарекомендовало себя и активно применяется на реакторах типа БН.

В настоящее время рассматриваются варианты использования гомогенного МОКС – топлива на тепловых реакторах типа ВВЭР-1000. Однако, у гомогенного варианта такого топлива есть несколько существенных минусов – большое содержание, в плутонии из ОЯТ, четных изотопов, в частности – Pu-240, и накопление долгоживущего радиоактивного минорного актинида Am-241 из Pu-241[1].

Одним из способов решения этих вопросов представляется использование гетерогенного внутритвельного размещения МОКС – топлива. Такое размещение представляет собой тепловыделяющий элемент (ТВЭЛ), имеющий в середине вставку из диоксида плутония, окруженную кольцом из диоксида урана. Предполагается, что весь плутоний, с его осколками и продуктами деления будет оставаться в центральной зоне ТВЭЛА, что в будущем поспособствует более легкому захоронению отработавшего топлива [1].

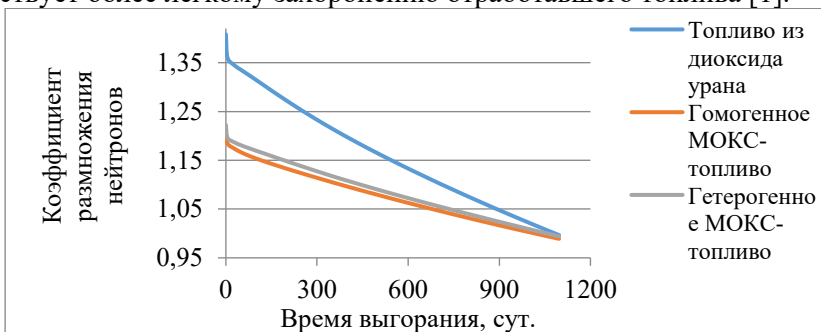


Рис. 1. Зависимость коэффициента размножения нейтронов от времени выгорания

Расчеты велись на программном комплексе UNK, использующем метод последовательных приближений и разработанном в НИЦ «Курчатовский институт» [2].

В качестве вариантов топливных композиций представлены: диоксид урана (обогащение 4% по U-235), гомогенное МОКС-топливо (обогащение 0.2% по U-235), гетерогенное МОКС-топливо. Изотопный состав плутония соответствует выделенному из ОЯТ

ВВЭР с выдержкой 10 лет [3]. Доля PuO_2 в МОКС-топливе выбиралась из условия одинакового коэффициента размножения нейтронов на конец кампании топливной кампанией из диоксида урана и составила 7%. Рассчитан радиус плутониевой вставки для гетерогенного МОКС – топлива получился равным 1 мм. На рис. 1 представлена зависимость коэффициента размножения нейтронов от времени выгорания.

Анализируя полученные данные, получим, что

– у МОКС – топлива нет большой избыточной реактивности, как у диоксида урана;

– гетерогенное расположение позволит продлить время работы МОКС – топлива почти на 100 суток.

Можно сделать вывод о повышении потенциала МОКС-топлива с гетерогенным размещением плутония, а также возможности его многократного использования, ввиду существенного уменьшения количества чётных изотопов плутония в основной топливной матрице.

Литература

1. С.В. Цибульский, Сравнение гомогенного и гетерогенного использования энергетического плутония в ВВЭР / Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы, Обнинск., 2019
2. Н.И.Белоусов, В.Д.Давиденко, В.Ф. Цибульский, Программа UNK для детального расчета спектра нейтронов в ячейке ядерного реактора: Препринт РНЦ «КИ» ИАЭ —6083/4. - М., 1998.
3. В.М. Колобашкин, Радиационные характеристики облучённого ядерного топлива: Монография. – М.: Энергоатомиздат, 1983.

ТЕХНИКО-ЭКОНОМИЧЕСКАЯ ОЦЕНКА ПРОИЗВОДСТВА ВОДОРОДА С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ЯДЕРНЫХ КОГЕНЕРАЦИОННЫХ ЭЛЕКТРОСТАНЦИЙ IV ПОКОЛЕНИЯ

*Бутера В., Газали С.Х., Найнак К.А., Садеги Х., Соколова Е.А.
ФГАОУ ВО «СПбПУ», г. Санкт-Петербург*

Водород, выработанный на атомной электростанции (АЭС), является низкоуглеродным источником энергии: чистым, неиссякаемым, безопасным, надежным и более распространённым, чем органическое топливо. Цель данного исследования заключается в том, чтобы уведомить соответствующие органы управления о преимуществе перехода от ископаемых видов топлива, которые выделяют парниковые газы, к безуглеродным энергетическим системам, производящим водородную энергию. В исследовании был проведен общий анализ использования ядерного реактора IV поколения для производства водорода с использованием программы «Hydrogen Economic Evaluation Programme» (НЕЕР), разработанной Международным агентством по атомной энергии (МАГАТЭ) [1].

Прогнозируемый мировой энергетический спрос будет продолжать расти, поскольку ожидается, что к 2050 году прирост населения удвоится, при этом энергия будет нужна как в количественном, так и в качественном отношении, что означает, что она не должна привести к ухудшению состояния окружающей среды. Запасы органического топлива становятся все менее доступными, и те немногие, что доступны, немедленно расходуются, при этом цены на него продолжают расти. Следовательно, переход от ископаемого топлива к альтернативным его видам может значительно сократить выбросы CO₂ и их неблагоприятные последствия, как например глобальное потепление. Водород, выработанный на АЭС, — это низкоуглеродный источник энергии, неиссякаемый и более распространённый на земле, нежели органическое топливо. Ядерная технология производства водорода в основном может быть осуществлена с помощью нескольких методов, таких как высокотемпературный и низкотемпературный электролиз, а также термохимических процессов (серно-йодный цикл, традиционный электролиз и паровой риформинг).

Основной методологией данной работы является компьютерное моделирование, выполненное с помощью программы «НЕЕР». Программа экономической оценки водорода «НЕЕР» была разработана и выпущена МАГАТЭ в качестве бесплатного инструмента, который может быть использован для экономической

оценки крупномасштабного производства водорода с использованием ядерной энергии [2].

Для каждой конкретной страны стоимость водорода рассчитывается с использованием набора определенных финансовых параметров, которые значительно разнятся между собой. В случае расположения водородной установки рядом с атомной электростанцией электроэнергия для нее будет поставляться по себестоимости. Однако потребуется дополнительное количество реакторов для покрытия выросших вдвое потребностей в целях поддержания той же скорости производства водорода. В результате одним из наиболее важных критериев, который может повлиять на стоимость производства водорода в совместно размещенной конфигурации, является эффективность производства электроэнергии атомной электростанцией. В данном исследовании было обнаружено, что стоимость производства ядерного водорода варьируется не только в зависимости от оцениваемых технологий и процессов, но и в зависимости от методов интеграции этих технологий и процессов, а также критических эксплуатационных характеристик, таких как тепловая эффективность и период эксплуатации технологии или установки. В выводах даются рекомендации по проведению дальнейших исследований, направленных на рассмотрение социально-экономических аспектов использования ядерного водорода и последствий его использования.

Исследование выполнено Санкт-Петербургским политехническим университетом Петра Великого и поддержано в рамках программы стратегического академического лидерства «Приоритет 2030» Российской Федерации (Договор 075-15-2021-1333 от 30.09.2021).

Литература

1. Examining the Technoeconomics of Nuclear Hydrogen Production and Benchmark Analysis of the IAEA HEEP Software. 2018, Vienna: INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY.
2. Şahin, S. and H.M. Şahin, Generation-IV reactors and nuclear hydrogen production. International Journal of Hydrogen Energy, 2021. 46(57): p. 28936-28948.

ИЗУЧЕНИЕ ВОЗМОЖНОСТЕЙ ПЛАТФОРМЫ PSEVEN ДЛЯ ПРОВЕДЕНИЯ МНОГОВАРИАНТНЫХ РАСЧЕТОВ ПО КОДУ ТРАП-КС

Коробейников А.Д.

АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», г. Подольск, Россия

Работа посвящена проблеме оптимизации расчетных процедур на основе ПК ТРАП-КС, который применяется для обоснования безопасности РУ ВВЭР. Программный код обладает рядом особенностей в части формирования и редактирования файлов исходных базовых наборов данных.

Для решения поставленной задачи использовалась платформа rSeven, которая способна на:

- Автоматизацию сложных процессов проектирования продукта и интеграцию любого внешнего программного обеспечения и данных в единый рабочий процесс;
- Решение инженерных задач с помощью полного набора инструментов для исследования проектирования и прогнозного моделирования.

Тестирование возможностей платформы rSeven проводилось на примере расчетов исходного события с разрывом паропровода РУ ВВЭР проекта АЭС-2006.

В работе апробированы различные математические модели, доступные в платформе rSeven. Показано, что использование платформы rSeven позволило сократить время полного анализа аварийного режима с двух недель до 4 дней без ущерба с точки зрения количества расчетных вариантов

ИССЛЕДОВАНИЕ ВЛИЯНИЯ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ТОРИЙ- УРАНОВОГО ОКСИДНОГО ТОПЛИВА НА НЕЙТРОННО- ФИЗИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ ТВС РЕАКТОРА ВВЭР-1200

Фирсов Е.И. Скулкин В.О.

ИАТЭ НИЯУ МИФИ, Обнинск

В работе рассматривалась возможность добавления тория в топливо легководного актуального реактора ВВЭР-1200 как воспроизводящего выгорающего поглотителя.

На настоящий момент ежегодное потребление уранового топлива растёт. Основной делящийся материал – U-235 является исчерпаемым природным ресурсом, соответственно цена ископаемого урана будет расти, вплоть до экономически неоправданных значений. Более распространённый Th-232 при использовании в качестве замены выгорающему поглотителю, гадолинию, способен отсрочить исчерпание запасов природного урана. Ключевой особенностью топлива с торием является возможность выступать в роли выгорающего поглотителя нейтронов на начальной стадии топливной кампании, и в качестве воспроизводящего изотопа на всём её протяжении, эффективно используя нейтронный ресурс реактора. Нарбатываемый U-233, имеет нейтронно-физические характеристики схожие с U-235. Рассмотрение ториевого топлива актуально с точки зрения продления топливной кампании [1].

Методика исследования предполагала добавление тория в ядерное топливо твэлов и твэгов [2]. Моделировалась ТВС реактора ВВЭР-1200 (Z49A2) (рис. 1.). Концентрация тория варьировалась отдельно в топливе твэлов от 0,1 до 5%, отдельно в твэгах от 0,1 до 100% при отсутствии выгорающего поглотителя, также комплексно и в твэлах, и в твэгах от 1,0 до 5%. Отслеживались следующие параметры: эффективный коэффициент размножения, энерговыделение по ТВС и коэффициенты воспроизводства и накопления, сняты интегральный и энергетически дифференцированный поток нейтронов. В модели данного исследования были приняты некоторые допущения: отсутствие моделирования частичных перегрузок, постоянная концентрация борной кислоты в теплоносителе. Для проведения расчета в работе использовался программный комплекс Serpent 2, реализующий метод Монте-Карло.

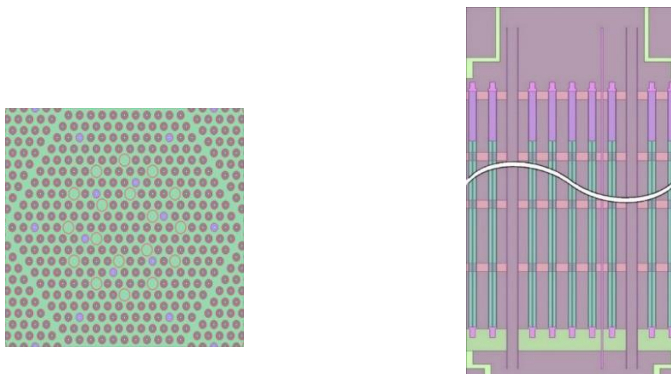


Рис. 1. Модель ТВС реактора ВВЭР-1200
(слева разрез XOY, справа разрез XOZ)

При варьировании концентрации тория в твэлах плотности потока нейтронов по группам нормированные на ед. летаргии совпадают в пределах 2σ .

Литература

1. Алексеев С. В., Зайцев В. А. Торий в ядерной энергетике / Москва: Техносфера, 2014.
2. Легководный ториевый реактор ВВЭР-Т / Н. Н. Пономарев-Степной, Г. Л. Лунин, А. Г. Морозов [и др.] // Атомная энергия. – 1998. – Т. 85, вып. 4. – С. 263..

СЕКЦИЯ II
ПРОЕКТИРОВАНИЕ И ЭКСПЛУАТАЦИЯ АЭС

**ИССЛЕДОВАНИЯ ГИДРАВЛИЧЕСКИХ ПОТЕРЬ НА
ТРЕНИЕ ПО ДЛИНЕ ДЛЯ ТРУБЫ КРУГЛОГО
ПОПЕРЕЧНОГО СЕЧЕНИЯ ПРИМЕНИТЕЛЬНО К
ТЯЖЕЛЫМ ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКИМ
ТЕПЛОНОСИТЕЛЯМ**

*Сумин Р.В., Бокова Т.А., Волков Н.С., Маров А.Р., Погорелов М.Д.,
Мацун Н.В.*
НГТУ им. Р.Е. Алексеева, г. Нижний Новгород

На данный момент расчетные методики исследования гидравлических потерь основаны на полуэмпирических формулах с использованием коэффициентов, полученных для водяного теплоносителя, что недопустимо из-за специфики ТЖМТ. Для получения данных для адекватных расчетных методик для ТЖМТ необходимо создать базу данных коэффициентов гидравлических сопротивлений в расплаве свинца и свинца-висмута.

Опыт эксплуатации стендов с ТЖМТ показывает, что процессы, протекающие в пристенной области, оказывают существенное влияние на гидродинамику ТЖМТ. Гидродинамика ТЖМТ существенно отличается от гидродинамики традиционных теплоносителей (вода, натрий) [1]. К таким процессам можно отнести:

1. Формирование оксидных покрытий на поверхностях конструкционных материалов, которые не смачиваются теплоносителем;

2. Концентрирование частиц соединений компонентов сталей и оксидов теплоносителя в пристенной области, поступающих в теплоноситель и контур из различных источников;

3. Формирование полостей между конструкционным материалом и теплоносителем, заполненных защитным газом;

Большое влияние на структуру потока ТЖМТ оказывают значительно более высокая плотность и малая кинематическая вязкость по сравнению с традиционными теплоносителями, что сильно влияет на гидродинамический режим течения теплоносителя.

Все это обуславливает необходимость проведения работ по уточнению коэффициента потерь на трение по длине для трубы круглого сечения с ТЖМТ.

Исследователями НГТУ им. Р.Е. Алексева успешно подтверждена применимость стенда ТР-2022 для определения гидравлических потерь на водяном теплоносителе [2].

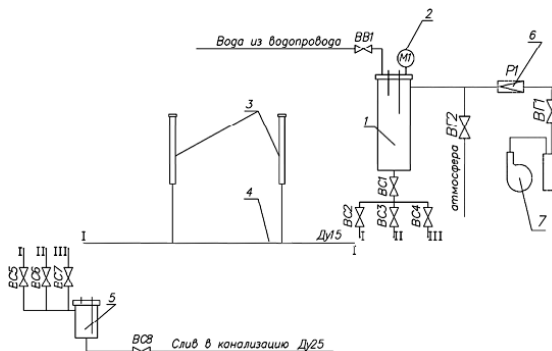


Рис. 1. Принципиальная схема экспериментального стенда ТР-2022 на этапе подтверждения применимости стенда

1 – напорная емкость; 2 – манометр; 3 – отжимные бачки; 4 – экспериментальный участок; 5 – расходомерная емкость; 6 – редуктор газовый; 7 – компрессор.

(I, II, III) – Движение теплоносителя в зависимости от исследуемых участков.

В ходе дальнейших экспериментальных исследований гидравлики на свинцовом теплоносителе планируется получить массив данных, который необходим для создания адекватных расчетных методик для ТЖМТ. Планируется исследовать влияние газонасыщения и различных режимов по содержанию кислорода в контуре на гидравлику ТЖМТ. Результаты работы будут полезны при проектировании реакторных установок типа БРЕСТ, СВБР, БРС-ППГ и др.

Литература

1. Безносков А. В., Драгунов Ю. Г., Рачков В. И. Тяжелые жидкометаллические теплоносители в атомной энергетике. М.: ИздАТ, 2007 г. - 434 с.

2. Мацин Н.В. Создание и подтверждение работоспособности экспериментального стенда для исследования гидравлических потерь на трение по длине для трубы круглого поперечного сечения применительно к различным теплоносителям: магистерская дис.: 14.04.01/ Мацин Никита Владимирович – г. Н. Новгород, 2022.

АНАЛИЗ ПЕРСПЕКТИВ РАЗМЕЩЕНИЯ НОВЫХ АТОМНЫХ ПРОЕКТОВ НА ТЕРРИТОРИИ ТОСЭР

*Степанов К.И., Филиппова Н.А.
СТИ НИЯУ МИФИ, г.Северск*

Актуальность данной работы заключается в анализе экономических данных территории опережающего социально-экономического развития (ТОСЭР), после старта нового атомного проекта. Целью работы является понять на сколько сильно изменилась экономика и по каким параметрам. В течение следующих 50 лет человечество будет потреблять энергии больше, чем было израсходовано за всю предыдущую историю [1]. С каждым новым десятилетием все острее встает проблема нехватки ископаемых энергоресурсов. Одним из вариантов решения проблемы является стремительное и активное развитие атомной промышленности, одной из самых молодых и динамично развивающихся отраслей макро и микроэкономики. На данный момент наиболее уникальным проектом в данной отрасли является «БРЕСТ-ОД- 300» - первый в мире реактор на быстрых нейтронах в котором реализовано применение расплавленного свинца в качестве теплоносителя первого контура. В составе опытно-демонстрационного энергокомплекса он позволит отработать технологию замкнутого ядерного топливного цикла и в последующем тиражировать ее. впервые в Российской Федерации и в мире на одной площадке будет замкнутый ядерный топливный цикл атомной энергетики, который позволяет рециклировать отработавшее ядерное топливо с тепловых реакторов для реакторов на быстрых нейтронах. Переработка топлива будет состоять из добавления урана-238, добытого из конечных продуктов обогащения, что безусловно повысит экономическую целесообразность использования реакторов на быстрых нейтронах. Суммарный объем инвестиций в проект превышает 180 млрд рублей.

Экономическая эффективность от проекта «Прорыв» для региона: более 1200 новых рабочих мест; над проектом работают более 30 организаций; гарантированный приток молодых специалистов.

Литература

1. Коссов В. В. 1300 страниц про оценку инвестиций (рецензия на книгу ПЛ Виленского, ВН Лившица, СА Смоляка" оценка эффективности инвестиционных проектов: теория и практика") //Экономическая наука современной России. – 2016. – №. 2 (73). – С. 150-157.

ВОДОРОДНАЯ ОЧИСТКА СВИНЕЦСОДЕРЖАЩЕГО ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ ДЛЯ ОБЕСПЕЧЕНИЯ БЕЗАВАРИЙНОЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ СТЕНДОВ И ПЕРСПЕКТИВНЫХ РЕАКТОРНЫХ УСТАНОВОК

Зюбанов В.А.^{1,2}, Харчук С.Е.¹, Махова Т.В.¹

¹АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», г. Обнинск

²ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

Необходимость очистки свинецсодержащего теплоносителя обусловлена вероятностью образования шлаков в виде оксидов в результате разгерметизации контура в холодном или горячем состоянии.

Очистка, в основном, проводится с помощью пароводородной газообразной смеси ($H_2 - H_2O - Ar$). Способы ввода смеси в поток теплоносителя осуществляется различными способами в зависимости от конструкции контура.

В контурах с петлевой компоновкой расход создаётся с помощью циркуляционных насосов. В данном случае целесообразно использование эжекционных устройств, располагаемых на байпасе основного контура. Работа эжектора обеспечивается направлением в него части расхода теплоносителя и вследствие возникновения эффекта Вентури происходит подача газа.

Для реакторных установок моноблочного типа или емкостей со свинецсодержащим теплоносителем невозможно применение эжекторов. Для подобных условий используются механические диспергаторы газа.

Принцип работы диспергатора следующий. Вал, с закреплённым на нём неподвижным диском, приводится в движение электродвигателем. Между вращающимся и неподвижным дисками есть зазор, в котором образуется зона пониженного давления из-за эффекта Вентури. При этом газ подаётся в рабочую часть установки. Побудитель расхода создаёт направленный вертикальный поток тяжёлого жидкого металла, создавая дополнительную эжекцию в рабочую часть. Это увеличивает общий объём подачи газа и формирует стабильный двухфазный поток на выходе из устройства.

Дальнейшие исследования подразумевают разработку и изготовление подобного устройства для конкретного исследовательского экспериментального стенда.

Литература

1. Ульянов В.В., Кошелев М.М., Кремлёва В.С., Харчук С.Е. Исследования закономерностей накопления шлаков, восстанавливаемых водородом, в циркуляционных контурах со свинецсодержащими теплоносителями// Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. – Обнинск. - 2021. – № 2. - С. 119-131.

2. Асхадуллин Р.Ш., Гулевский В.А., Ульянов В.В., Харчук С.Е., Фомин А.С. Устройство ввода газа в тяжелый жидкий металл. Патент на изобретение RU 2639721 С1, 22.12.2017. Заявка № 2016152328 от 29.12.2016.

ОПЫТ СОПРОВОЖДЕНИЯ ЭКСПЕРИМЕНТОВ, ПРОВОДИМЫХ НА ДЕЙСТВУЮЩИХ РЕАКТОРАХ ТИПА БН

*Заратина Э.М., Стогов В.Ю., Мишин В.А.
АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск*

В связи с активным развитием перспективного направления двухкомпонентной ядерной энергетической системы повышаются требования к безопасности и надежности эксплуатации быстрых реакторов, связанные, в том числе с повышением рабочих параметров и увеличением ресурса тепловыделяющих сборок. Помимо прочего, появляется необходимость использования активной зоны

реактора в экспериментальных целях для наработки изотопов промышленного и медицинского назначений, исследования влияния облучения на конструкционные материалы и др. Актуальность представленной работы обусловлена сложностью проведения экспериментальных исследований в реакторных условиях, из-за чего особую актуальность приобретают расчетные исследования моделирования процессов эксплуатации.

В докладе описаны основные подходы к расчетному исследованию экспериментов, проводимых на быстрых реакторах типа БН, применяемые в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» и основные достижения, полученные в области моделирования приближенных к реальным нейтронно-физическим условиям облучения тепловыделяющих сборок (ТВС).

Накопленный в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» с помощью программного комплекса ModExSys [1] опыт расчетного сопровождения эксплуатации реакторов на быстрых нейтронах дает возможность исследовать перспективные компоновки активных зон при переходе к двухкомпонентной ядерной энергетической системе.

В ходе проведения работ накоплена база, содержащая данные истории облучения и жизненного цикла сборок в активной зоне РУ БН-600 Белоярской АЭС с 39 по 83 микрокампании. Также в ходе проведения аналогичных работ для реактора БН-800 собрана информация по данным эксплуатации реактора с 1 по 11 микрокампании.

Накопленная информационная база позволяет строить расчетные модели активной зоны на любой момент жизненного цикла реактора, а также просчитывать возможные компоновки с целью подтверждения безопасной работы реактора в процессе проведения экспериментов.

Сегодня в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» активно ведутся работы по расширению функционала существующего программного обеспечения в области расчетного сопровождения быстрых реакторов. Активно разрабатывается код сопровождения VNcode [2], объединивший в себе преимущества предыдущего программного комплекса ModExSys с добавлением возможности проведения прецизионных расчетов методом Монте-Карло, а также возможности привлечения дополнительных модулей для расчета изотопной кинетики, проведения теплогидравлических расчетов и тд.

Литература

1. System of modelling and calculation analysis of neutron-physical experiments at fast reactors. Moiseyev A.V. IYNC-2008 proceedings, Interlaken, Switzerland, September 21–26, 2008.

2. Перегудов А.А., Крячко М.В., Семенов М.Ю. и др. BNcode — усовершенствованный код для научного сопровождения действующих реакторов БН. Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы, 2019, выпуск 2, 2:8

ОЦЕНКА ЭФФЕКТИВНОСТИ ПРИМЕНЕНИЯ ТЕРМОЭЛЕКТРИЧЕСКИХ БАТАРЕЙ В САОР РЕАКТОРА БРЕСТ-ОД-300

*Калабин Е.В., Черных А.Ю., Шелегов А.С.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Целью настоящего исследования является определение эффективности применения термоэлектрических батарей в системе аварийного расхолаживания ядерного реактора. В работе рассматриваются различные варианты размещения и конструктивного исполнения термоэлектрических батарей.

Сегодня в нашей стране реализуется проект БРЕСТ в виде строительства опытно-демонстрационного комплекса, который состоит из экспериментального реактора БРЕСТ-ОД-300, а также заводов переработки ОЯТ и фабрикации топлива в замкнутом топливном цикле. Важной особенностью проекта стала реализация концепции «Естественной безопасности» [3], которая нашла свое отражение в системе аварийного охлаждения реактора. Работа системы основывается на пассивном принципе – естественная циркуляция охлаждающего воздуха по разомкнутому контуру. Движение охлаждающего воздуха реализуется следующим образом: атмосферный воздух, поступающий через воздухозаборники, направляется на очистку от пыли и затем поступает на теплообменники первого контура, каждый из которых представляет собой теплообменник типа труба в трубе – труба Фильда [2]. В теплообменниках воздух поступает в опускной канал, в котором частично нагревается, и затем поступает в кольцевой участок, где при движении снизу-вверх подогрев осуществляется от внешней стороны

трубы Фильда, тем самым отводя тепловую энергию от теплоносителя. Такой подход к построению пассивного охлаждения РУ отвечает принятым принципам построения систем безопасности.

Штатная конструкция САОР имеет небольшую мощность, связанная с наличием относительно небольшой скорости движения охлаждающего воздуха через теплообменники в режиме естественной циркуляции. Для преодоления данной проблемы необходимо кратное увеличение скорости циркуляции охлаждающего воздуха через систему при обеспечении общего пассивного образа действия системы. Возможным вариантом решения такой задачи является использование термоэлектрических батарей. Установка таких элементов позволит осуществить переход на принудительный воздухообмен за счёт использования воздуходувок, работающих от энергии, вырабатываемой термобатареями [1].

Литература

1. Патент РФ №25540082 Канал аварийного расхолаживания реактора от 27.06.2016.
2. Патент РФ 2670428 Система и способ аварийного расхолаживания реактора от 07.08.2017.
3. Орлов В. В. и др. Нетрадиционные концепции АЭС с естественной безопасностью //Атомная энергия. – 1992. – Т. 72. – №. 4. – С. 317.

ОБЕСПЕЧЕНИЕ ДЛИТЕЛЬНОЙ РАБОТЫ ПАРОГЕНЕРАТОРА ВВЭР В КОНДЕНСАЦИОННОМ РЕЖИМЕ

*Высоцкий И. В, Слободчук В. И.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г Обнинск*

Водо-водяные энергетические корпусные двухконтурные реакторы сейчас являются одними из основных для РФ, так как обладают приемлемой надежностью и безопасностью.

В проектах РУ ВВЭР нового поколения для аварийного охлаждения активной зоны используется комплекс пассивных систем, который включает в себя ГЕ-2 и СПОТ с воздухоохлаждаемыми теплообменниками [1].

При авариях с разрывом главного циркуляционного контура (ГЦТ) система пассивного отвода тепла (СПОТ) обеспечивает перевод горизонтальных парогенераторов (ПГ) на работу в режиме конденсации пара I контура, поступающего из а.з. Таким образом в результате теплообмена между средой I и II контура обеспечивается подпитка активной зоны.

Отрицательное влияние на работу ПГ в конденсационном режиме оказывают неконденсирующиеся газы, такие как: азот после опорожнения ГЕ-1, продукты радиолитического разложения гидразингидрата и прочих процессов. При увеличении количества данных газов происходит снижение конденсационной мощности ПГ и ухудшение отвода тепла от а.з. соответственно.

Первые сутки после аварии неконденсирующиеся газы самопроизвольно отводятся в объем опорожняющихся емкостей второй ступени. После 24 часов работы и заполнения емкостей ГЕ-2 неконденсирующимися газами их отток прекращается, что может привести к снижению отвода тепла от а.з. и в худшем случае к ее расплавлению.

Для обеспечения охлаждения а.з. в течение 72 часов на РУ ВВЭР–ТОИ планируется использование ГЕ-3. Но при всех достоинствах и простоте данной системы может проявиться кристаллизация борной кислоты вследствие длительного процесса кипения теплоносителя и малого содержания борной кислоты в паровой фазе [3].

Возможны альтернативные решения проблемы продления отвода неконденсирующихся газов из трубного пучка ПГ. Одним из них является размещение теплообменника в меж оболочечном пространстве защитной оболочки [2].

Такой теплообменник позволяет создать контур естественной циркуляции с ГЕ-2 и обеспечить дальнейший отвод неконденсирующихся газов от трубчатки ПГ, обеспечив тем самым работоспособность СПОТ. Пар из парогазовой смеси в свою очередь конденсируется за счет теплообмена с воздухом из меж оболочечного пространства, а газы отводятся в ГЕ-2.

Вторым альтернативным способом решения проблемы обеспечения дальнейшего отвода парогазовой смеси из трубчатки ПГ является снижение давления в гидроемкостях второй ступени за счет впрыска в них холодной воды из дополнительных баков, вследствие чего будет обеспечена разность давлений между ПГ и ГЕ-2.

В работе проведен анализ представленной проблемы и путей её решения, рассмотрены достоинства и недостатки при использовании каждой системы.

Литература

1. А.В. Морозов, О.В. Ремизов Современные разработки систем пассивного отвода тепла водоохлаждаемых реакторов // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов. 2013 Выпуск 2 С. 61-78.

2. А.В. Морозов, О.В. Ремизов, Д.С. Экспериментальное исследование работы воздухоохлаждаемого теплообменника с продольно оребренным трубным пучком // Труды Шестой РНКТ по теплообмену, МЭИ. - М., 2014. С. 1134-1138.

3. А.В. Морозов, А.В. Питьк, С.В. Рагулин, А.Р. Сахипгареев, А.С. Сошкина, А.С. Шлепкии Оценка влияния капельного уноса борной кислоты на ее накопление в реакторе ВВЭР в случае аварии // Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. 2017 № 4 С. 72-82.

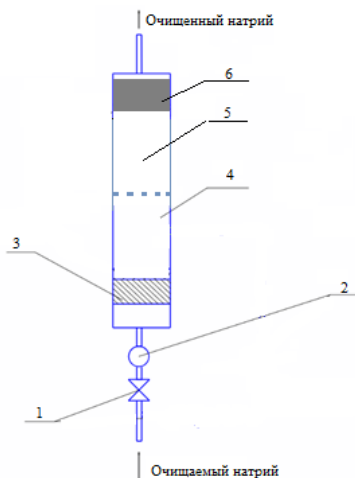
УСОВЕРШЕНСТВОВАНИЕ МЕТОДОВ ОЧИСТКИ РЕАКТОРНОГО НАТРИЯ

*Сутягина Р.О., Алексеев В.В., Сутягин И.А.
АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», г. Обнинск*

Развитие быстрых реакторов сопровождается дополнительными исследованиями в различных направлениях, в том числе в области очистки реакторного натрия. На действующих быстрых реакторах основным способом очистки натрия от примесей являются системы очистки с холодными ловушками (ХЛ). ХЛ обладают рядом недостатков, например, таких как низкая емкость по примесям и не высокая производительность. Соответственно

встает задача создания альтернативы системам очистки с ХЛ и такой альтернативой выступает система очистки с использованием геттерных (горячих) ловушек [1]. Наиболее перспективные – системы очистки с растворимыми геттерами.

Под растворимым геттером подразумевается вещество, обладающее способностью активного физико-химического взаимодействия с необходимой примесью и образующее соединение, выпадающее в осадок и возможностью восстановления окиси натрия до чистого натрия с уменьшением изобарно-изотермического потенциала.



1 – регулирующий клапан; 2 – расходомер; 3 – слой растворимого геттера; 4,5 – реакционный объем; 6 – фильтроматериал

Рис. 1. Схема реализации способа очистки натрия от кислорода

Существующие способы очистки натрия от кислорода с использованием геттеров обладают рядом недостатков, например, таких как неполное взаимодействие геттера с кислородом, трудоемкость процесса очистки, необходимость использования ХЛ для фильтрации, разрушение геттера с последующим его выносом в жидкометаллический контур, высокая температура натрия во время очистки [2,3].

С целью исключения вышеописанных недостатков, предлагается следующая схема очистки натрия от кислорода (схема реализации способа представлена на рис. 1) [4]:

- подача натрия в область очистки и прокачка через слой растворимого геттера и реакционный объем;
- фильтрация путем прокачки через фильтроматериал, установленный вслед за слоем растворимого геттера и реакционный объем;
- отвод натрия из области очистки.

Самым главным условием предлагаемого способа очистки натрия от кислорода является прокачка натрия через область очистки с установленным расходом (во избежание выноса примеси в очищенный натрий).

Литература

1. Ю.А. Кузина, В.В. Алексеев, А.П. Сорокин, И.А. Воронин, М.А. Коновалов, Р.О. Зыкова. Исследование геттерной очистки натрия от кислорода // ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. - Обнинск: ГНЦ РФ – ФЭИ, 2020. – С. 110-116.

2. Ф.А. Козлов, Э.К. Кузнецов. Очистка натрия от кислорода с помощью горячих ловушек // Жидкие металлы. Сборник статей. – 1967. – С. 340–355

3. АС СССР №246055. Способ очистки натрия от кислорода. Описание изобретения к авторскому свидетельству

4. Пат. 2781186 Российская Федерация, МПК С22В 26/10 (2006.01), С22В 9/02 (2006.01). Способ очистки жидкого щелочного металла от кислорода / В.В. Алексеев, Р.О. Сулягина, И.А. Сулягин; заявитель и патентообладатель: АО «ГНЦ РФ-ФЭИ». – № 2021139640; завл. 29.12.2021; опубл. 07.11.2022.

ВЕРИФИКАЦИЯ CFD-МОДЕЛИ РЕКОМБИНАТОРА ВОДОРОДА С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ДЕТАЛЬНОЙ МЕХАНИЗМА РЕАКЦИИ РЕКОМБИНАЦИИ И НА ОСНОВЕ ЭКСПЕРИМЕНТОВ TNAI

Зыонг Куанг Хьонг¹, Авдеенков А.В.^{1,2}

¹ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

²АО «ВНИИАЭС», г. Москва

Для согласованного расчетного обоснования работоспособности рекомбинатора используется детальный механизм рекомбина-

ции водорода и кислорода. Детальный механизма химической кинетики (многошаговая реакция рекомбинации) позволяет претендовать на универсальность численного обосновании производительности рекомбинатора, вне зависимости от его типа.

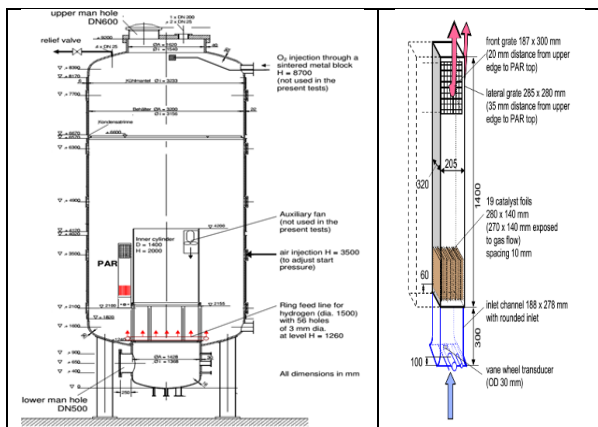


Рис. 1. HR-2 – ПКРВ (размер 1/2 FR-380 AREVA) в сосуде THAI [1]

В рамках работы была проведена верификация разработанной модели рекомбинатора на основе экспериментов, проведенных в рамках проекта OECD/NEA THAI (тест HR-2, рисунок 1) [1]. В тесте HR-2 ПКРВ помещают в закрытый сосуд в сухом состоянии, при давлении 1,0 бар и температуре 25 °С. Водород подавался до достижения средней концентрации около 6,5 об. % В тесте использовался ПКРВ типа FR-380 производства AREVA, каталитический блок которого состоит из пластин, покрытых составом из платины и палладия. Так как каталитический блок катализатора обладает вполне определенной симметрией, то есть масштабируем, то для его расчета производительности всего ПКРВ достаточно рассчитать ее для элементарной ячейки (две пластины в данном случае) на основе детального механизма химической кинетики [2]. Для расчета гидравлических процессов достаточно использовать модель пористого тела для каталитического блока. Таким образом созданная модель была апробирована с использованием CFD кода STAR CCM+.

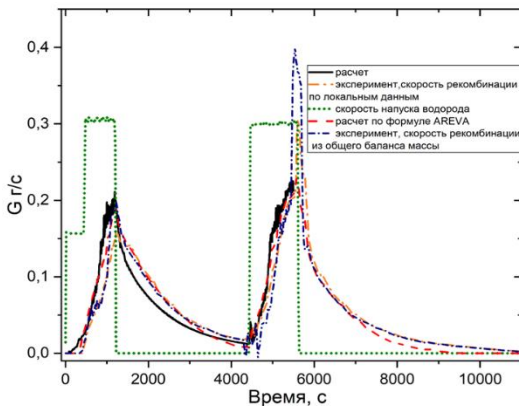


Рис. 2. Расчетные и экспериментальные скорости рекомбинации при напуске водорода, описываемой ступенчатой функцией (точечная кривая)

На рисунках 2 и 3 приведены результаты верификации модели, получено хорошее согласие с экспериментальными данными. Универсальность подхода позволяет использовать модель рекомбинатора любой геометрии при обосновании тяжелых аварий с выходом водорода в защитную оболочку АЭС.

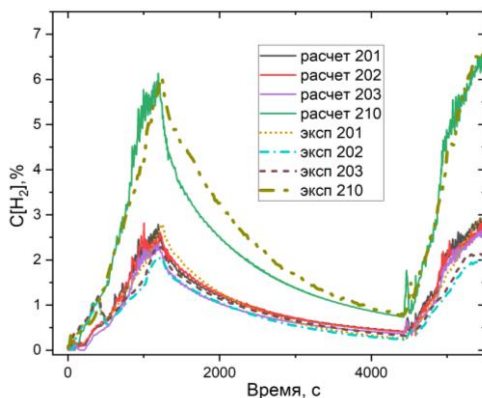


Рис. 3. Изменение концентрации водорода в точках регистрации 201, 202, 203, 210 внутри рекомбинатора

Литература

1. Kanzleiter T. OECD-NEA THAI Project, Hydrogen Recombiner Tests HR-1 to HR-5, HR-27 and HR-28, Report No. 150 1326–HR-QLR-1, 2009.

2. Avdeenkov AV, Kalyakin SG, Soloviev SL, Duong Quang H (2022) On the scalability of the operating capacity of hydrogen recombiners. Nuclear Energy and Technology 8(2): 143–152. <https://doi.org/10.3897/nucet.8.83223>.

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ОПРЕДЕЛЕНИЕ ВЛИЯНИЯ «ЛЁГКОЙ» ФАЗЫ НА ИЗМЕНЕНИЕ ХАРАКТЕРИСТИК ТЯЖЕЛОГО ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКОГО ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ В СТАТИЧЕСКИХ УСЛОВИЯХ

*Бокова Т.А., Волков Н.С., Зырянова Т.К., Маров А.Р., Сумин Р.В.
НГТУ им. Р.Е. Алексеева, г. Нижний Новгород*

Одними из основных элементов технологии тяжелого жидкометаллического теплоносителя (ТЖМТ) выступают диагностика и контроль состояния теплоносителя и поверхностей конструкционных материалов, что обусловлено появлением в контуре шлаковых отложений и высокой коррозионной активностью свинца. Для обеспечения оптимальных условий работы реакторных установок с ТЖМТ необходимо поддержание заданного окислительно-восстановительного потенциала теплоносителя. Для этого в циркуляционный контур вводят газы, количество которых должно непрерывно контролироваться для избежания превышения величины газонасыщения [1].

На базе НГТУ был проведен ряд экспериментальных исследований, основной целью которого являлось изучение влияния газонасыщения на свойства свинцового теплоносителя применительно к реакторным и исследовательским установкам. Задачей данных исследований было определение изменения уровня теплоносителя при барботаже аргоном и водородом в статических условиях.

Определение изменения объема теплоносителя при барботаже аргоном и водородом производились при помощи поплавкового уровнемера. Замер уровня осуществлялся до начала барботажа, сразу после его окончания и далее с равными интервалами вре-

мени в 15 секунд. Барботаж осуществлялся через сопловый насадок, представляющий собой четверник, заглушенный с торцов, имеющий суммарно 140 отверстий диаметром 0,9 мм на заглушках и боковых поверхностях.

Исследования проводились на экспериментальном стенде с объемом теплоносителя равном 138 л. Изменение уровня свинца при барботаже аргоном составило 2-4 мм, при барботаже водородом – 3-4 мм. Газ подавался с постоянной скоростью, равной 15 м/с. В результате проведения экспериментов были получены зависимости изменения объема теплоносителя от времени барботажа, по которым можно сделать следующие выводы:

- В течение первых 5 минут наблюдается изменение уровня теплоносителя, далее уровень остается постоянным;

- Снижение уровня теплоносителя до первоначального происходит в течение первых 1,5 минут после завершения барботажа.

Так же, были определены диаметр отрыва пузыря (1,45 мм) и скорость всплытия пузыря (7,28 м/с) [2].

По результатам экспериментов были определены относительные уровни насыщения теплоносителя. При барботаже аргоном – 0,141%, при барботаже водородом – 0,115%.

В дальнейшем планируется проведение исследований изменения объема теплоносителя при различных свободных уровнях и при различных видах истечения «легкой» фазы. Барботаж будет производиться аргоном, водородом и газовой смесью при постоянном давлении.

На основании полученных в результате данных будут выданы рекомендации для проектирования и эксплуатации реакторных и исследовательских контуров, а также получены уникальные базы данных для последующего создания расчетных кодов.

Литература

1. А.В. Безносков, Ю.Г. Драгунов, В.И. Рачков, Тяжелые жидкометаллические теплоносители в атомной энергетике, МОСКВА: ИзДАТ – 2006;

2. Журавлева О.Р. Экспериментальное исследование влияния газонасыщения на свойства свинцового теплоносителя применительно к реакторной установке с тяжелым жидкометаллическим теплоносителем: магистерская дис.: 13.04.01/ Журавлева Ольга Романовна — г. Н. Новгород, 2019.

3. МОДЕЛИРОВАНИЕ РАБОТЫ КОНДЕНСАЦИОННОЙ УСТАНОВКИ ТУРБИНЫ АЭС В СРЕДЕ SIMINTESCH

*Фокин С.Н., Шелегов А.С.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Целью данной работы было исследовать влияние отложений, образовавшихся на трубках конденсатора, на теплообмен.

Система конденсаторов турбины является системой нормальной эксплуатации, важной для безопасности.

Конденсационные установки являются важной частью любой тепловой станции, они используются для уменьшения параметров пара после турбины и для уменьшения примесей в парогенераторе. А это приводит к повышению мощности турбины и экономичности станции [1].

Пар, отработавший в турбине, направляется в конденсатор, представляющий собой горизонтальный кожухотрубный теплообменный аппарат, в котором происходит его конденсация. Процесс конденсации совершается за счёт отнятия у пара теплоты конденсации при постоянном давлении.

В поверхностных конденсаторах, которые сейчас применяются на АЭС, теплообмен происходит через стенки трубок, т.е. пароводяная смесь и вода разделены.

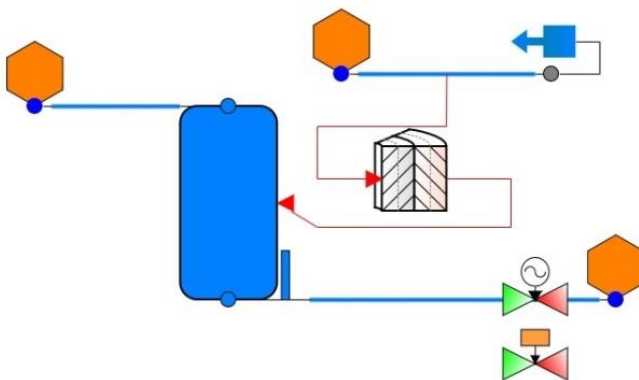


Рис. 1. Пример схемы

Во время работы станции в пароводяной тракт постоянно поступают примеси, основным источником которых являются неплотности в конденсатной установке. Данные примеси могут привести не только к началу коррозии конструкционных материалов, а также к появлению различных шлакообразований непосредственно на самом оборудовании [2].

Для моделирования и расчёта конденсатора использовалась схема теплогидравлики из комплекса динамического моделирования SimInTech. За основу взят шаблон модели конденсатора. Схему можно увидеть на рисунке 1.

Модель демонстрирует работу теплообменного аппарата поверхностного типа, в котором поступающий греющий пар конденсируется на трубном пучке, состоящем из 625 теплообменных труб наружным диаметром 28 мм, внутренним 26,4 мм и длиной 0,5 м. Уровень в баке поддерживается регулирующим клапаном, установленным на трубопроводе, отводящем конденсат греющего пара.

Литература

1. Лескин С.Т., Шелегов А.С., Слободчук В.И., Физические особенности и конструкция реактора ВВЭР-1000: учебное пособие для вузов / НИЯУ МИФИ 2011
2. Рошкетаяев Б.М. Водно-химический режим АЭС с реакторами ВВЭР и РБМК-1000. Учебное пособие. М.: НИЯУ МИФИ. 2010 – 132 с.

ЧИСЛЕННОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ РЕЖИМОВ РАБОТЫ ГИДРАВЛИЧЕСКОГО ДИОДА

Росновский В.С.¹, Яуров С.В.², Слободчук В.И.¹, Шелегов А.С.¹

¹ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

²Филиал АО «Концерн Росэнергоатом» «Нововоронежская атомная станция» г. Нововоронеж

С точки зрения концепции устойчивого развития атомной энергетики, разработка проектов, повышающих безопасность и экономичность АЭС, является важнейшей и неотъемлемой задачей. В рамках научно-исследовательской работы был рассмотрен перспективная, но мало изученная тема гидравлических диодов и возможности их применения в системах АЭС.

Гидравлический диод – это канал особой формы, в котором гидравлические сопротивления при прямом и обратном течении жидкости не равны друг другу. Диодность – мера эффективности гидравлического диода. Существует два вида диодности. Одна определяется отношением этих сопротивлений, другая – отношением расходов в прямом и обратном направлении при одинаковом перепаде давления.

Анализ существующих исследований показал, что в настоящее время технология гидравлических диодов не рассматривается для применения в системах с высокими гидравлическими параметрами [3,4,5]. Существует много типов гидравлических диодов. В работе был выбран тип «клапан Тесла». Никола Тесла является создателем его и концепции гидравлических диодов в принципе [1].

На основе его чертежей в КОМПАС-3D была построена 11-ти лопастная модель, были выполнены серии расчетов в программном техническом комплексе ANSYS CFX. Диод рассматривался в качестве обратного клапана системы подпитки продувки первого контура ВВЭР-1200 и в качестве ограничителя течи.

Расчеты проводились для прямого и обратного течения, при различной величине зерен сетки, различных алгоритмов расчета, различных граничных условиях, для расчета режима ограничителя течи был произведен двухфазный расчет модели, включающей диод, участок ГЦТ и бокс. Также рассчитывались модели параллельного включения нескольких диодов.

Диодность построенной модели составила:

- 1) 21-23 относительно сопротивлений в прямом и обратном направлении;
- 2) около 4 по отношению расходов.

Расчеты показали, что клапан Тесла неприменим в качестве обратного клапана систем АЭС, однако его применение в качестве ограничителя течи с физической точки зрения оправдано – усилие реакции струи приблизительно в 10 раз меньше, чем у классического ограничителя в режиме малой течи [2].

Литература

1. Nikola Tesla, of New York, N. Y. Tesla Patent 1,329,559 Valvular Conduit.
2. Нововоронежская АЭС-2 Вставки-ограничители течи. Расчёт теплогидравлический АМЕ 1102.00.00.000 РР1. NWD20.D.309.&.UJA&&.021.RG.0001
3. Спиридонов Е. К. Гидродинамика рабочего процесса и расчет характеристик бесклапанных поршневых насосов с гидродиодами: дис. – Южно-Уральский государственный университет, 2019.
4. Оверко М. В. Обоснование рациональных параметров рабочих процессов и областей применения перспективных средств защиты водонапорных установок от гидравлических ударов: дис. – Сумский государственный университет, 2016.
5. Шаповал Л. А. Расчет, проектирование и исследование бесклапанного поршневого насоса с гидродиодами: дис. – Южно-Уральский государственный университет, 2017. г.

ИССЛЕДОВАНИЯ МЕСТНОГО ГИДРАВЛИЧЕСКОГО СОПРОТИВЛЕНИЯ ПРИ ТЕЧЕНИИ ТЯЖЁЛОГО ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКОГО ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ В ТРУБЕ КРУГЛОГО СЕЧЕНИЯ С ИЗМЕНЕНИЕМ НАПРАВЛЕНИЯ ПОТОКА

Погорелов М.Д., Бокова Т.А., Волков Н.С., Маров А.Р., Сумин Р.В., Сухарев А.Н.

НГТУ им. Р.Е. Алексеева, г. Нижний Новгород

Перспективы развития ядерных энергетических установок с быстрыми реакторами в России исторически связаны с серией БН, где в качестве теплоносителя используется натрий. Однако, не менее актуальными для быстрой энергетики сейчас являются тяжёлые жидкометаллические теплоносители, такие как свинец. Несмотря на то, что зарубежные и отечественные разработки в этом направлении находятся на стадии технических проектов, а к строительству РУ БРЕСТ приступили непосредственно, методики расчёта гидравлических потерь свинцового теплоносителя на участках трубопроводов и местных сопротивлениях, предлагаемые

научной литературой, в основном опираются на использовании переводных коэффициентов в уравнениях, изначально полученных для водяного теплоносителя. Ввиду этого, полученные при подобном расчёте результаты не могут в полной мере отвечать особенностям такого теплоносителя, как свинец. Получение же адекватных эмпирических зависимостей и коэффициентов возможно только на исследовательских стендах, отвечающих специфике и технологии свинцового теплоносителя.

Как показывает опыт эксплуатации экспериментальных стендов с ТЖМТ, процессы в пристенном слое свинцового теплоносителя решающим образом влияют на его гидродинамику относительно других, традиционных, теплоносителей.

К особенностям этих процессов обыкновенно относят:

4. Образование оксидных плёнок, приводящих к несмачиванию внутренних стенок трубопроводов теплоносителем;
5. Концентрирование частиц соединений компонентов сталей и теплоносителя в пристенной области;
6. Образование газовых полостей между теплоносителем и внутренними стенками трубопроводов и оборудования.

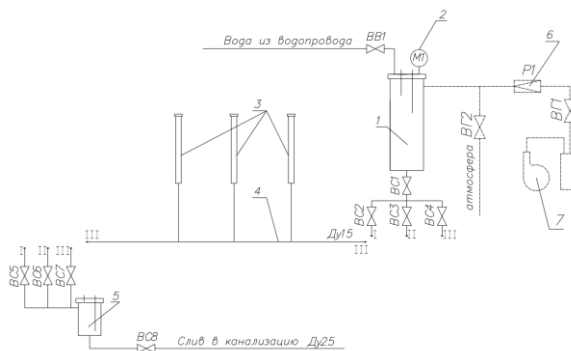


Рис. 1. Принципиальная схема экспериментального стенда ТР-2022 на этапе апробации

- 1 – напорная емкость; 2 – манометр; 3 – отжимные бачки; 4 – экспериментальный участок; 5 – расходомерная емкость; 6 – редуктор газовый; 7 – компрессор.

(I, II, III) – Движение теплоносителя в зависимости от исследуемых участков.

Исследователи из НГТУ им. Р.Е. Алексеева провели апробацию стенда ТР-2022 для исследования местных гидравлических потерь на водяном теплоносителе при прохождении теплоносителем изогнутых участков трубопровода [2].

Дальнейшее проведение экспериментальных исследований гидравлики на свинцовом теплоносителе позволит получить массив данных, анализ которого поможет уточнить уже известные зависимости и обеспечит базу для верификации CFD-кодов.

Литература

1. Безносов А. В., Драгунов Ю. Г., Рачков В. И. Тяжелые жидкометаллические теплоносители в атомной энергетике. М.: ИздАТ, 2007 г. - 434 с.

2. Сухарев А.Н. Создание и подтверждение работоспособности экспериментального стенда для исследования местных гидравлических сопротивлений поворотов на 90 и 135 градусов для трубы круглого поперечного сечения применительно к различным теплоносителям: магистерская дис.: 14.04.01/ Сухарев Александр Николаевич – г. Н. Новгород, 2022.

ДОРАБОТКА РЕЖИМОВ РАБОТЫ КОМПРЕССОРНОГО ОБОРУДОВАНИЯ СИСТЕМ ОБРАЩЕНИЯ С РАДИОАКТИВНЫМИ ГАЗАМИ РУ ВВЭР-1200 С ПРИМЕНЕНИЕМ ДАННЫХ ПОЛУЧЕННЫХ ПО РЕЗУЛЬТАТАМ ПНР

Филиппова А.С.

ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

Система аварийного газоудаления предназначена для удаления парогазовой смеси из первого контура РУ и совместно с импульсными предохранительными устройствами КД для снижения давления в первом контуре в целях ослабления последствий при проектных и запроектных авариях.

Система обеспечивается надежным питанием от независимых источников электроснабжения и выполняет свои функции во всех режимах работы блока, включая аварийные.

Удаление парогазовой смеси выполняется в целях:

1. исключения взрыва водорода в оборудовании;

2. недопущения прекращения циркуляции теплоносителя по первому контуру или по отдельно взятому парогенератору вследствие блокировки «горячих» ниток петель и (или) трубчатки парогенератора парогазовым объемом в режиме естественной циркуляции.

Допускается использование системы при нормальной эксплуатации, а также в режимах нарушения нормальной эксплуатации.

Цели работы: изучить системы компрессорного оборудования систем обращения с радиоактивными газами реакторной установки ВВЭР-1200 на примере ЛАЭС, ознакомиться с данными по ПНР на АЭС. Применяв полученные знания и на базе имеющихся, понять, как можно модернизировать работу системы.

В современном мире необходимо обращать внимание на каждую часть и систему такого крупного объекта как атомная электростанция. АЭС являются потенциальными источниками опасности и люди, связанные с работой на данном предприятии обязаны понимать какая на них ответственность. На данный момент актуальной является доработка режимов работы компрессорного оборудования систем обращения с радиоактивными газами РУ ВВЭР-1200. Поэтому я хотела бы рассказать именно об этом.

Система очистки сдувок из баков предназначена для ограничения до допустимых пределов газо-аэрозольных выбросов в атмосферу с АЭС, обусловленных технологическими сдвухами с баков, содержащих жидкие радиоактивные среды. Система очистки сдувок из баков KPL3 по назначению является системой нормальной эксплуатации, по влиянию на безопасность - важной для безопасности. Все элементы системы KPL3 относятся к третьему классу безопасности по НП-001-97, классификационное обозначение «3Н» и к группе «С» по ПНАЭ Г-7- 008-89. Активные элементы системы обеспечиваются электропитанием третьей группы надежности от системы электроснабжения нормальной эксплуатации. Все элементы системы относятся ко второй категории сейсмостойкости по НП-031-01, обозначение «П» на технологической схеме.

Литература

1. Проскураков, К. Н. Ядерные энергетические установки : учебное пособие для вузов/ Проскураков К. Н. - Москва : Издательский дом МЭИ, 2019

СРАВНЕНИЕ РАСЧЁТНЫХ И ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ДАННЫХ МАССОПЕРЕНОСА ПРИМЕСЕЙ В ХОЛОДНЫХ ЛОВУШКАХ БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ

Сутягин И.А., Алексеев В.В., Сутягина Р.О.
АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», г. Обнинск

Для повышения уровня безопасности быстрых реакторов, необходимо постоянно совершенствовать элементы реакторной установки. Важным и неотъемлемым компонентом реакторной установки, необходимым для очистки натриевого теплоносителя, является холодная ловушка (ХЛ).

Концепция размещения всех элементов реакторной установки, работающих с радиоактивным натрием, в одном баке, накладывает определённые условия на каждый элемент, в том числе и на объем ХЛ [1]. При уменьшении объема ХЛ встает задача повышения ёмкости ХЛ по примесям и увеличении производительности.

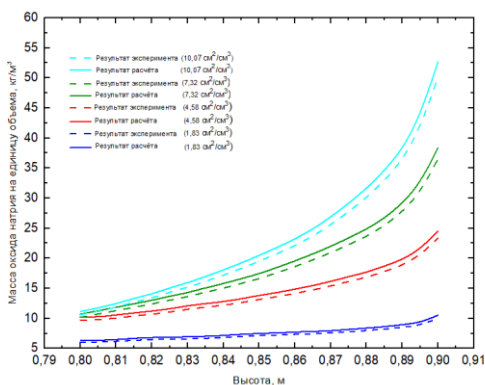


Рис. 1. Среднее распределение скорости отложения оксида натрия по длине макета ХЛ при различной плотности проволочной набивки (штриховая-линия результат эксперимента [2], сплошная линия- расчетное значение)

Для корректного решения задачи по увеличению емкости, необходимо понять критерии ХЛ, которые оказывают непосредственное влияние на ёмкость ловушки. ХЛ, используемые в действующих быстрых реакторах, имеют неравномерное заполнение

зон осаждаемыми примесями. Проанализировав различные источники по расчету ХЛ, был установлен ряд параметров, оказывающих основное влияние на емкость по примесям и производительность ХЛ. Соответственно, изменяя эти параметры можно увеличить ёмкость ХЛ, а также, при усовершенствовании конструкции, увеличить производительность. Оптимизация параметров в ХЛ приведет к повышению ее безопасности и экономичности.

В работе была рассмотрена модель ХЛ представленная в [2]. Были проведены расчёты распределения оксида натрия по объему макета ХЛ. Для сравнения с экспериментальными результатами, представленным в [2], были проведены расчёты для макетов с различной плотностью проволоочной набивки. Для оценки влияния плотности проволоочной набивки на ёмкость ХЛ по примесям проведен расчёт времени работы ловушки до полного забивания проходного сечения. На рисунке 1 представлен график сравнения расчётных и экспериментальных данных (график построен на основе экспериментальных данных) отложения оксида натрия по высоте макета в ХЛ в адиабатической зоне при работе ХЛ 200 часов.

Литература

1. В.В. Алексеев, И.М. Бондаренко, Е.В. Варсеев, А.С. Кондратьев. Численный расчет теплогидравлических характеристик экспериментального участка с осевой термопарой. // Сб. докладов конференции «Теплофизика реакторов на быстрых нейтронах (Теплофизика-2012)». – Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 2012.

2. Latge C. A study of sodium oxide crystallization mechanisms and kinetics in cold traps. Proc. of int. conf. on Liquid metal engineering and technology. London: BNES, 1984.

ОБОБЩЕНИЕ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ДАННЫХ ПО ТЕПЛООТДАЧЕ В ПУЧКЕ СТЕРЖНЕЙ ПРИ СВЕРХКРИТИЧЕСКИХ ПАРАМЕТРАХ ФРЕОНА-12

*Нгуен Тхи Фьонг Тхао, Шелегов А.С
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Одним из направлений развития ядерной технологии в последние годы в разных странах является переход на сверхкритические

параметры. Верхкритические водоохлаждаемые реакторы, выбранные в качестве одной из шести концепций ядерных реакторов поколения-IV, будут иметь высокий тепловой КПД в диапазоне 45–50 % благодаря высоким давлениям и температурам на выходе из реактора [1].

Исследования по теплотехнической надежности активных зон ВВЭР - СКД практически ограничены экспериментами на трубах. С помощью теории подобия, которая не обеспечивает строгое моделирование, проводя экспериментов на фреоне-12 ($P_{кр} = 4.14$ Мпа, $t_{кр} = 111.97$ °С) вместо воды при СКД ($P_{кр} = 22.06$ Мпа, $t_{кр} = 373.95$ °С) для уменьшения временных и материальных затрат за счёт уменьшения критического давления в 5.3 раз и критической температуры в 3.3 раз.

В ходе обобщения экспериментальных данных [2] была получена формула для расчета числа Нуссельта, которое прямо связано с коэффициентом теплоотдачи, и определена граница, где начинается явление ухудшенного теплообмена при сверхкритических параметрах теплоносителя (фреона-12).

Зона ухудшенного теплообмена находится в области псевдокритической температуры, где наблюдается резкое изменение теплофизических свойств теплоносителя, особенно пик теплоемкости теплоносителя. При определении границ ухудшенного теплообмена для фреона-12 можно рекомендовать следующую зависимость:

$$q \geq 0,2(\rho w)^{0,82}.$$

Используя теорию подобия и теплового моделирования, была уточнена следующая эмпирическая формула для расчетов коэффициентов теплоотдачи:

$$Nu = 0,021 Re_f^{0,8} Pr_f^{0,75} \left(\frac{\mu_w}{\mu_f} \right)^{0,2} \left(\frac{\rho_w}{\rho_f} \right)^{0,1} \left(\frac{C_{p_w}}{C_{p_f}} \right)^{0,2} \pm 20\% .$$

В данную зависимость входят безразмерные симплексы, учитывающие изменение теплофизических свойств теплоносителя по сечению потока от температуры.

Литература

1. Кириллов П.Л. Ядерные реакторы на воде сверхкритического давления // Труды 4-ой Российской национальной конференции по теплообмену. М.: Издательский дом МЭИ. 2006. Т. 1. С. 231-234.

2. А.С. Шелегов, С.Т. Лескин, И.А. Чусов, В.И. Слободчук. Экспериментальное исследование теплообмена в пучке из семи стержней при сверхкритических параметрах фреона-12. ISSN 2219-7583. Препринт ИАТЭ 001-2010, Обнинск: ИАТЭ НИЯУ МИФИ, 2010г.

ИССЛЕДОВАНИЕ ОСОБЕННОСТЕЙ ДИСТИЛЛЯЦИИ ЩЕЛОЧНЫХ МЕТАЛЛОВ КАК МЕТОДА ИХ ПРЕДВАРИТЕЛЬНОЙ ОЧИСТКИ

*Приказчикова А.А., Ульянов В.В., Кремлёва В.С.
АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск*

Известно [1], что дистилляционный метод очистки металлов в вакууме основан на различии упругости паров основного металла и содержащихся в нем примесей. Эффективность разделения примесей и основного металла, а также паропроизводительность дистилляционного метода высока, что позволяет получать металлы чистотой до 99,9999 %.

Проанализировав открытые данные [1, 2], авторы выявили, что процесс дистилляции включает в себя следующие этапы: прогрев расплава до температуры испарения; испарение расплава со скоростью, зависящей от параметра испарения; конденсация паров на поверхности конденсатора.

Испарение – процесс неравновесный, поэтому жидкость должна быть несколько перегрета, чтобы избыточная упругость пара уравновешивала потери давления при движении пара к поверхности конденсации.

Воспользовавшись имеющимися наработками, а также проведя анализ вышеуказанных источников, авторы разработали дистилляционную установку.

Очистка производится дискретно, порциями объемом 6-7 л. Установка состоит из бака загрузочного, а котором находится очищаемый натрий. Бака мерного, в который загружается натрий из загрузочного бака измеряется количество натрия, подаваемого одновременно на очистку. Испарителя, в который загружается порция очищаемого натрия и далее испаряется. Конденсатора, предназначенного для конденсации пара натрия на стенках и сбора конденсата. Бака транспортного, в который поступает очищенный натрий. Баки и трубопроводы оснащены электронагревателями для разогрева выше температуры плавления натрия. Вакуумная откачка осуществляется безмасляным спиральным насосом. В качестве газа, используемого для заполнения, передавливания и консервации, применяется аргон высокой чистоты. Забор газа осуществляется через газовый редуктор. Манипуляции с газом/ вакуумом производится с помощью газо-вакуумного коллектора. Измерение давления производится мановакууметрами. Измерение температуры осуществляется термоэлектрическими преобразователями в кабельном исполнении с номинальной статической характеристикой хромель-алюмель. Показания термопар подаются в систему сбора данных и отображаются на экране монитора промышленного компьютера в виде числовых значений и в виде графиков в зависимости от времени. Измерение уровня натрия в баках осуществляется штырьковыми уровнемерами.

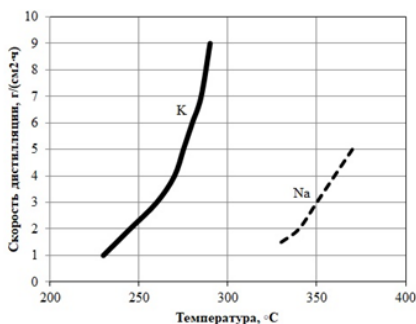


Рис.1. Зависимость скорости дистилляции щелочных металлов от температуры испарения

На данной установке была проведена пробная дистилляция натрия и калия, подтвердившая справедливость зависимости скорости дистилляции металлов от температуры, изображенной на рисунке 1.

Литература

1. В.И. Субботин, М.Н. Ивановский, М.Н. Арнольдов Физико-химические основы применения жидкометаллических теплоносителей.-М.: Атомиздат,1970

2. А.Е. Шейндлина Жидкометаллические теплоносители.- М.:Изд-во иностр. лит.,1958

ИССЛЕДОВАНИЯ ГИДРАВЛИЧЕСКИХ ПОТЕРЬ НА ТРЕНИЕ ПО ДЛИНЕ ДЛЯ ТРУБЫ КРУГЛОГО ПОПЕРЕЧНОГО СЕЧЕНИЯ ПРИМЕНИТЕЛЬНО К ТЯЖЕЛЫМ ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКИМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯМ

*Сумин Р.В., Бокова Т.А., Волков Н.С., Маров А.Р., Погорелов М.Д.,
Мацин Н.В.*

НГТУ им. Р.Е. Алексеева, г. Нижний Новгород

На данный момент расчетные методики исследования гидравлических потерь основаны на полуэмпирических формулах с использованием коэффициентов, полученных для водяного теплоносителя, что недопустимо из-за специфики ТЖМТ. Для получения данных для адекватных расчетных методик для ТЖМТ необходимо создать базу данных коэффициентов гидравлических сопротивлений в расплаве свинца и свинца-висмута.

Опыт эксплуатации стендов с ТЖМТ показывает, что процессы, протекающие в пристенной области, оказывают существенное влияние на гидродинамику ТЖМТ. Гидродинамика ТЖМТ существенно отличается от гидродинамики традиционных теплоносителей (вода, натрий) [1]. К таким процессам можно отнести:

7. Формирование оксидных покрытий на поверхностях конструкционных материалов, которые не смачиваются теплоносителем;

8. Концентрирование частиц соединений компонентов сталей и оксидов теплоносителя в пристенной области, поступающих в теплоноситель и контур из различных источников;

9. Формирование полостей между конструкционным материалом и теплоносителем, заполненных защитным газом;

Большое влияние на структуру потока ТЖМТ оказывают значительно более высокая плотность и малая кинематическая вязкость по сравнению с традиционными теплоносителями, что сильно влияет на гидродинамический режим течения теплоносителя.

Все это обуславливает необходимость проведения работ по уточнению коэффициента потерь на трение по длине для трубы круглого сечения с ТЖМТ.

Исследователями НГТУ им. Р.Е. Алексеева успешно подтверждена применимость стенда ТР-2022 для определения гидравлических потерь на водяном теплоносителе [2].

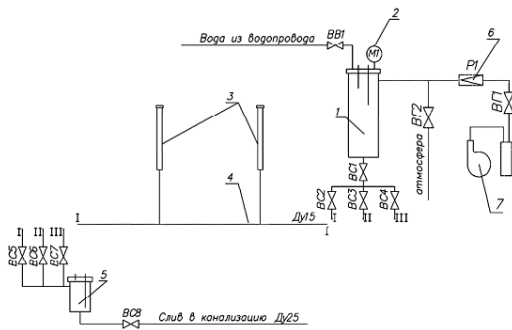


Рис. 1. Принципиальная схема экспериментального стенда ТР-2022 на этапе подтверждения применимости стенда

1 – напорная емкость; 2 – манометр; 3 – отжимные бачки; 4 – экспериментальный участок; 5 – расходомерная емкость; 6 – редуктор газовый; 7 – компрессор.

(I, II, III) – Движение теплоносителя в зависимости от исследуемых участков.

В ходе дальнейших экспериментальных исследований гидравлики на свинцовом теплоносителе планируется получить массив данных, который необходим для создания адекватных расчетных

методик для ТЖМТ. Планируется исследовать влияние газонасыщения и различных режимов по содержанию кислорода в контуре на гидравлику ТЖМТ. Результаты работы будут полезны при проектировании реакторных установок типа БРЕСТ, СВБР, БРС-ГПГ и др.

Литература

1. Безносков А. В., Драгунов Ю. Г., Рачков В. И. Тяжелые жидкометаллические теплоносители в атомной энергетике. М.: ИздАТ, 2007 г. - 434 с.
2. Мацин Н.В. Создание и подтверждение работоспособности экспериментального стенда для исследования гидравлических потерь на трение по длине для трубы круглого поперечного сечения применительно к различным теплоносителям: магистерская дис.: 14.04.01/ Мацин Никита Владимирович – г. Н. Новгород, 2022.

СОВЕРШЕНСТВОВАНИЕ КОНСТРУКЦИЙ ПАРОГЕНЕРАТОРОВ С ВВЭР НА ОСНОВЕ АНАЛИЗА ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКИХ ПРОЦЕССОВ

Галкин Н.Д.¹, Егоров М.Ю.^{1,2,3}, Макарова М.В.¹

¹СПбГУАП, Санкт-Петербург

²СПбПУ Петра Великого, Санкт-Петербург

³СПбГЛТУ, Санкт-Петербург

Парогенератор — теплообменный аппарат для производства водяного пара с давлением выше атмосферного за счёт теплоты первичного теплоносителя, поступающего из ядерного реактора [1, 2].

Парогенераторы применяются на двух- и трёхконтурных АЭС. Парогенераторы, наряду с конденсаторами турбины и промежуточными теплообменниками (при трёхконтурной схеме), являются основными теплообменниками АЭС, от характеристик которых существенно зависят КПД и экономические характеристики станции.

На большинстве АЭС используется типовая схема преобразования атомной энергии в электричество: ядерные реакции греют теплоноситель (воду). Горячая вода из реактора прокачивается

насосами через парогенератор, где отдает часть тепла, и возвращается в реактор. Поскольку эта вода находится под давлением, она остается в жидком состоянии (в современных реакторах типа ВВЭР около 160 атмосфер при температуре $\sim 330^{\circ}\text{C}$).

В парогенераторе это тепло передается воде второго контура, которая находится под гораздо меньшим давлением (половина давления первого контура и менее), поэтому закипает. Образовавшийся пар поступает на паровую турбину, вращающую электрогенератор, а затем в конденсатор (теплообменный аппарат, теплообменник, в котором осуществляется процесс конденсации, процесс фазового перехода теплоносителя из парообразного состояния в жидкое за счёт отвода тепла более холодным теплоносителем), где пар охлаждают, он конденсируется и снова поступает в парогенератор.

Организация гидродинамики водяного объема в парогенераторах и сепарации пара в период создания парогенераторов ПГВ-1000 базировалась на опыте эксплуатации парогенераторов АЭС с ВВЭР-440 с учетом исследований, проведенных на парогенераторах для ПГВ-1000.

После пуска первых блоков АЭС с ВВЭР-1000 был проведен ряд исследований и проверок на парогенераторах ПГВ-1000 (ПГВ-1000М).

Проведенные испытания парогенераторов ПГВ-1000 и ПГВ-1000М на действующих блоках АЭС показали, что ПГ обеспечивает генерацию пара с влажностью не более 0,2% (массовых) при паропроизводительности до 107% от номинальной.

И с точки зрения теплогидравлики, полностью удовлетворяют эксплуатационным требованиям. Вместе с тем было установлено, что парогенераторы при нагрузках, близких к номинальным, имеют некоторые отклонения от расчетных режимов сепарации и гидродинамики водяного объема в некоторых участках парогенераторов.

По результатам специальных исследований на блоке №5 Нововоронежской АЭС, на парогенераторах других блоков и после проведения проверок на крупномасштабной модели в ОКБ «Гидропресс» в проект парогенераторов ПГВ-1000 (1000М), а также в действующие парогенераторы на АЭС были внесены изменения, устраняющие отмеченные недостатки, повышающие надежность парогенераторов и удобства его эксплуатации.

Литература

1. Рассохин Н.Г. Парогенераторные установки атомных электростанций. – М: Энергоатомиздат, 1987. – 384 с.
2. Федоров Л.Ф., Титов В.Ф., Рассохин Н.Г. Парогенераторы атомных электростанций. – Л.-М.: Энергоатомиздат, 1992.

ОЦЕНКА ВРЕМЕНИ РАЗОГРЕВА ОБОЛОЧЕК ТВЭЛОВ ДО КРИТИЧЕСКОЙ ТЕМПЕРАТУРЫ ПРИ ПОТЕРЕ ВОДЫ ИЗ БАССЕЙНА ВЫДЕРЖКИ ВВЭР-1200

Журавлев Д.С.¹, Яуров С.В.², Стацура Д.Б.² Слободчук В.И.¹

¹ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

²Филиал АО «Концерн Росэнергоатом» «Нововоронежская атомная станция» г. Нововоронеж

В работе выполнен расчётный анализ аварийной ситуации с потерей охлаждающей среды в бассейне выдержки (БВ) применительно к энергоблоку с реактором ВВЭР-1200.

Рассматривается авария с образованием течи через металлическую облицовку днища бассейна выдержки применительно к проекту АЭС-2006 с реакторной установкой ВВЭР-1200. При этом подпитка БВ водой не осуществляется. После достижения температуры насыщения происходит выкипание воды из БВ, что сопровождается снижением уровня воды. При достижении уровня воды топливной части кассет начинается разогрев твэлов вследствие снижения эффективности теплоотвода от участков твэлов, находящихся в паровой среде, к пару. В свою очередь предписывается обесточивание АЭС, что исключает возможность запустить дизель-генераторы, также исключается подпитка бассейна выдержки водой системами безопасности. Действия оператора по управлению аварией до восстановления энергоснабжения становятся невозможными.

Рассматриваются следующие варианты загрузки БВ отработавшими тепловыделяющими сборками (ОТВС):

- вариант 1, при полной выгрузке – 163 ТВС 3 суточной выдержки, по 81 ТВС, начиная с 1,5-годовой выдержки и заканчивая 10,5-летней выдержки – всего 730;

- вариант 2, при плановой перегрузке – 81 ТВС 3 суточной выдержки, по 81 ТВС, начиная с 1,5-годовой выдержки и заканчивая ТВС 10,5-летней выдержки – всего 648.

Рассматривается охлаждение ОТВС в БВ для двух исходных состояний:

1 - исходный уровень воды при перегрузке и хранении топлива в БВ, т.е. 18955 мм. Комплектация БВ отработавшими кассетами – после полной выгрузки активной зоны в БВ (вариант 1 загрузки БВ)

2 - исходный уровень воды при перегрузке и хранении топлива в БВ т.е. 18955 мм. Комплектация БВ отработавшими кассетами – после плановой перегрузки (вариант 2 загрузки БВ).

Оценено время разогрева оболочек твэлов после начала оголения до температуры ОТВС 800/1200°C в бассейне выдержки при следующих исходных событиях:

- течь воды через облицовку днища БВ эквивалентным диаметром Ду20, подпитка БВ водой не осуществляется;

- течь воды через облицовку днища БВ эквивалентным диаметром Ду,32, подпитка БВ водой не осуществляется;

- течь воды через облицовку днища БВ эквивалентным диаметром Ду50, подпитка БВ водой не осуществляется.

Учитывается испарение воды и охлаждение оголённой части ТВС потоком пара. Не учитывается естественная конвекция воздуха, как консервативное допущение.

Литература

1. Отчёт по Обоснованию Безопасности НВАЭС-2, Энергоблока №1, Глава 15, книга 6, 2012.

2. Бартенев О.В. Современный Фортран. – 3-е изд., доп. и перераб. – М.: ДИАЛОГ- МИФИ, 2000

ИССЛЕДОВАНИЕ ВЛИЯНИЯ ГЕОМЕТРИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК ЛЕДОВОГО КОНДЕНСАТОРА НА ЕГО АККУМУЛИРУЮЩУЮ СПОСОБНОСТЬ

*Бессонов И.А., Бреусова А.А., Кораблев Д.А., Ревякина П.А., Та
Ван Тхыонг, Ташлыков О.Л.
УрФУ, г. Екатеринбург*

Для всех атомных электростанций (АЭС) вопрос безопасности является приоритетным. Основными задачами систем безопасности АЭС являются аварийный останов реактора, отвод остаточного тепловыделения от активной зоны и локализация возможных выбросов радиоактивных продуктов в пределах специальных сооружений.

В проектах реакторных установок используются активные и пассивные системы отвода тепла. Преимуществом систем пассивного отвода тепла (СПОТ) является то, что они действуют независимо от вмешательства персонала АЭС и работоспособности других устройств, даже при полной потере энергоснабжения.

Одним из вариантов аварийного расхолаживания и снижения давления внутри герметичной оболочки реакторного выделения являются ледовые конденсаторы. Преимущество таких систем – высокая аккумулирующая способность, ввиду высокого значения удельной теплоты плавления льда [1].

Цель работы – оценка эффективности отвода тепла в различных конфигурациях ледового конденсатора в программном комплексе COMSOL Multiphysics.

По сравнению с проведением физических экспериментов и испытанием прототипов моделирование, совмещённое с эмпирическими техниками, COMSOL Multiphysics позволяет быстрее, эффективнее и точнее оптимизировать процессы и конструкции [2].

Модель системы пассивного отвода тепла состоит из объема льда, имеющего форму прямоугольного параллелепипеда, внутри которого находятся вертикальные трубы с «охлаждаемой средой». Трубы имеют коридорное расположение в ледовом объеме. Для упрощения расчета была рассмотрена одна ячейка, на грани которой было наложено условие симметричности.

В настоящей работе анализируются значения мощности теплового потока, отводимого от трубы с «охлаждаемой средой» к ледовому объему, в зависимости от геометрических характеристик.

В результате моделирования выбрано оптимальное соотношение шага расположения трубок и их диаметра, обеспечивающее эффективный теплоотвод.

Литература

1. Бессонов И.А., Бреусова А.А., Кораблев Д.А., Ревякина П.А., Ташлыков О.Л. Оценка аккумулирующей способности ледового поглотителя теплоты // Интеграция науки, производства, промышленности и инноваций: сборник статей международной научной конференции (Архангельск, Октябрь 2022). – СПб.: ГНИИ «Нацразвитие», 2022.

2. Программный пакет COMSOL Multiphysics – проектирование, прогнозирование // Сайт «COMSOL Multiphysics» [Электронный ресурс]: Режим доступа: <https://www.comsol.ru/comsol-multiphysics> (дата посещения 10.04.2022)

ИССЛЕДОВАНИЕ ВОЗМОЖНОСТИ ПРИМЕНЕНИЯ АДДИТИВНЫХ ТЕХНОЛОГИЙ В АТОМНОЙ ОТРАСЛИ

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

Цель работы – исследование возможности использования аддитивных технологий строительства в атомной отрасли. По данной теме рассматривается вариант использования вторичного бетона демонтированных строительных конструкций ОИАЭ.

При применении в строительстве технологии 3D-печати, используется особый бетонный состав [1], данный бетон не соответствует стандартным классам бетона (по ГОСТ 26633-2015). Данная особенность, обусловлена необходимостью обеспечить удобство укладки бетона.

Особенностью данной работы является то, что в качестве мелкого заполнителя в бетонной смеси для 3D-принтера рассматривается вторичный бетон, полученный при демонтаже ОИАЭ. Для применения данного типа бетона проводятся работы по переработке демонтированных железобетонных конструкций класса ОНАО и НАО. В процессе переработки железобетонные конструкции дробятся и сортируются (извлекают металлические конструкции). После чего получаемый бетон разделяю на фракции и получают разные типы заполнителей.

В основном рассматриваются бетоны класса НАО и ОНАО поскольку они меньше подвержены влиянию радиационной деформации. Ранее проводились исследования прочностных особенностей вторичного бетона. Данные исследования показывают то, что вторичные бетоны по прочности ниже стандартных. Для того, чтобы бетонная смесь с вторичным заполнителем соответствовала прочностным характеристикам обычными бетонам, необходимо добавлять силиката натрия.

Таблица 1

Данные расчетов активности и эквивалентной дозы на персонал вовлеченный в переработку

| Н ³ | | W дыхания м ³ /с | 0.000389 |
|-----------------------------|----------|-----------------------------|----------|
| Активность бетона Бк/кг | 1.00E+03 | t работы (с) | 18000 |
| Бк | 7.59E+00 | Масса пыли (м) | 0.00759 |
| Бк/м ³ | 2.26E-01 | Дозовый коэфф. | 1.8E-15 |
| Поступление в организм (Бк) | 1.59E+00 | V сферы (v) | 33.51 |
| Доза экв. (Зв) | 2.85E-15 | Радиус раб. зоны | 2 |

В целях обоснования возможности применения бетонов класса НАО и ОНАО проведен расчет активности и эквивалентной дозы на персонал и население. При работах по демонтажу, переработки и складирования бетона на спецполигонах. Итоги расчета, приведённые в таблице 1, показывают, что при переработке бетона класса НАО и ОНА влияние на персонал (эквивалентная доза) в пределах нормы по НРБ-99/2009 (дозовый коэффициент принят согласно приложение 1 нормативного документа [2]).

Возможность применения 3D-печати зданий (сооружений) рассматривается в рамках работы по вторичному применению бетонов при строительстве и демонтаже ОИАЭ. Технология 3D-печати может значительно ускорить сроки строительства, а в совокупности с применением вторичного бетона ОИАЭ значительно уменьшить количество отходов класса НАО и ОНАО.

Литература

1. Khan, Mohammad S.; Sanchez, Florence; Zhou, Hongyu (2020). 3-D printing of concrete: Beyond horizons. Cement and

Concrete Research, 133(), 106070–. doi:
10.1016/j.cemconres.2020.106070

2. Нормы радиационной безопасности НРБ-99/2009 Санитарные правила и нормативы СанПиН 2.6.1.2523-09.

АВТОМАТИЗИРОВАННАЯ ШАРИКОВАЯ ОЧИСТКА ТЕПЛООБМЕННОГО ОБОРУДОВАНИЯ АЭС В ПРОЦЕССЕ ЭКСПЛУАТАЦИИ

Чекаленко М.Е.¹, Егоров М.Ю.^{1,2,3}, Макарова М.В.¹

¹СПбГУАП, Санкт-Петербург

²СПбПУ Петра Великого, Санкт-Петербург

³СПбГЛТУ, Санкт-Петербург

Введение. В настоящее время больше внимания уделяется повышению эффективности выработки энергии на АЭС. Одним из направлений повышения мощности турбоагрегатов является улучшение условий теплопередачи в конденсаторах турбин.

Применяемые для охлаждения на электростанциях поверхностные воды содержат растворенные и нерастворенные вещества, которые, в зависимости от региона, сильно различаются по своему количеству и составу. Нежелательное выпадение этих веществ в виде отложений на внутренних поверхностях охлаждающих трубок называется микрозагрязнениями.

Микрозагрязнения снижают теплопередачу в охлаждающих трубках, существенно снижая, тем самым, эффективность работы конденсатора.

Потери производительности такого рода лежат в пределах 6-22 МВт(э) для блока АЭС электрической мощностью 1000 МВт.

Методы и материалы. Рассмотрим использование СШО на примере Ленинградской АЭС, особенностью системы охлаждения конденсаторов на Ленинградской АЭС является использование морской воды Финского залива в качестве охлаждающей. Проведенные исследования трубных систем конденсаторов турбин показали наличие органических и шламовых (шлам от нем. грязь) отложений на внутренних поверхностях трубок, приводящих к питтинговой коррозии (коррозия, ведущая к образованию питтингов,

т. е. полостей в металле, начинающихся с его поверхности) и увеличению термического сопротивления стенки трубок. В результате коррозии появляются течи морской воды в паровое пространство конденсаторов, что приводит к нарушению водно-химического режима основного конденсата и, как следствие, к повышенной нагрузке на ионообменные фильтры [1].

За последние годы для борьбы с микрозагрязнениями, снижения теплорасхода и повышения электрической мощности турбоустановок на большинстве российских АЭС установлены системы шариковой очистки конденсаторов турбин.

Системы шариковой очистки конденсаторов турбин (СШО) предназначены для предотвращения загрязнения охлаждающих трубок и возникновения отложений на них со стороны охлаждающей воды, за счет циркуляции шариков в трубной системе конденсатора. Совместно с СШО используется система предварительной фильтрации воды, поступающей на охлаждение конденсаторов турбин, которая включает в себя фильтры предварительной очистки.

Очищающие шарики через загрузочную камеру (7) на входе конденсатора попадают в трубопровод охлаждающей воды. В потоке воды шарики распределяются и, проходя через охлаждающие трубки, очищают их внутреннюю поверхность. Далее шарики улавливаются ситовым устройством (5) и при помощи насоса (6) возвращаются в конденсатор. Этот процесс происходит непрерывно.

Выгрузка очищающих шариков. В зависимости от состояния охлаждающих трубок очищающие шарики подвергаются нагрузке различной степени интенсивности и при истирании их до внутреннего диаметра охлаждающей трубки должны быть заменены новой партией. В среднем замена шариков производится 1 раз в 3 недели.

Для получения максимальной эффективности от работы СШО, важно выбрать соответствующий тип очищающих шариков, который зависит от материала и внутреннего диаметра охлаждающих трубок, типа охлаждающей воды, а также специфики гидравлических условий систем охлаждения [2].

Литература

1. Дубов И.Ю. Опыт эксплуатации системы шариковой очистки конденсатора теплофикационной турбины. Энерго- и ресурсосбережение: промышленность и транспорт. 2019. № 3. С. 28-31.

2. Процкив В.Р., Латыпов А.М. Об эффективности работы системы шариковой очистки конденсаторов паровых турбин. Радиоэлектроника, электротехника и энергетика. 2020. С. 756.

СЕКЦИЯ III
ВЫЧИСЛИТЕЛЬНЫЕ И ИНФОРМАЦИОННЫЕ ТЕХНОЛОГИИ
В АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКЕ

**ЦИФРОВИЗАЦИЯ ПРОЦЕССА ОФОРМЛЕНИЯ
ЛОКАЛЬНОЙ ИСПОЛНИТЕЛЬНОЙ ДОКУМЕНТАЦИИ
НА РЕМОНТ ОБОРУДОВАНИЯ В УСЛОВИЯХ
ИМПОРТОЗАМЕЩЕНИЯ**

Набилкин К.В.

*Филиал АО «Концерн Росэнергоатом»
«Ленинградская атомная станция», г. Сосновый Бор*

Одним из самых важных элементов обеспечения безопасности, действующих атомных электрических станций является корректное соблюдение цикла технического обслуживания и ремонта оборудования энергоблоков. Тщательная подготовка, планирование и проведение ремонтов оборудования, как в период планово-предупредительных ремонтов, так и в межремонтный период позволяет повысить надёжность эксплуатации систем, и значительно снизить вероятность внезапного отказа оборудования.

По результатам выполненных работ, исполнитель должен оформить, а цех-владелец оборудования проверить корректность оформления комплекта исполнительной документации на ремонт.

Однако в процессе оформления возникает ряд проблем, т.к. действующие формы имеют большое количество повторяющихся полей, и оформляются в текстовом редакторе из состава офисного пакета. В условиях перехода на операционную систему Astra Linux пользователи сталкиваются с неудобством незнакомых текстовых редакторов, что значительно увеличивает влияние человеческого фактора на результат, и приводит к большому объёму дополнительной работы, в связи с неудовлетворительным качеством итоговых документов.

Для решения данной проблемы, было принято решение разработать кроссплатформенное веб-приложение, построенное на современных веб-технологиях с использованием node.js, HTML5, CSS3 и языка программирования JavaScript, упрощающее процесс оформления комплектов исполнительной документации и облегчающее последующий анализ полученных по результатам ремонта

данных.

Разработанная версия веб-приложения на 90% сокращает время протекания процессов, связанных с оформлением исполнительной документации, может работать на любых устройствах и операционных системах, а также открывает новые перспективы для накопления и анализа информации о проведенных ремонтах.

ПРОГНОЗИРОВАНИЕ ИЗОТОПНОГО СОСТАВА ТВЭГОВ В ЗАВИСИМОСТИ ОТ НАЧАЛЬНОГО ОБОГАЩЕНИЯ ТОПЛИВА С ПРИМЕНЕНИЕМ НЕЙРОСЕТЕВЫХ АЛГОРИТМОВ

*Болотникова А.А., Внуков Р.А., Шлапак Н.П.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Одним из основных компонентов активной зоны ядерного энергетического реактора (далее – ЯЭР) является ядерное топливо, состав которого непрерывно изменяется как в процессе его использования в ЯЭР, так и после. В реакторах ВВЭР-1000 применяется уран все более высокого обогащения, возникает проблема компенсации избыточной реактивности в начале кампании, которая не может быть решена только при помощи борного регулирования и введения управляющих стержней, поэтому применяются теплоделяющие элементы с гадолинием (ТВЭГ), так как он является сильным выгорающим поглотителем [1]. В связи с этим, для определения оперативного запаса реактивности в любой момент эксплуатации ЯЭР необходимо знать, как меняется состав топлива.

Таким образом, актуальной задачей является разработка алгоритма, способного по введенной начальной строке, содержащей информацию об исходном изотопном составе ТВЭГов, спрогнозировать его изменение на протяжении топливной кампании. Ее можно отнести к задаче прогнозирования значений во временных рядах. Для решения подобных задач используются доказавшие свою эффективность, например, в обнаружении аномалий в работе оборудования [2], рекуррентные нейронные сети.

Использование рекуррентных нейронных сетей может позволить отказаться от части громоздких нейтронно-физических расчетов для прогнозирования изотопного состава ТВЭГов, так как эти

алгоритмы обладают высокой скоростью анализа, способны изучать долгосрочные временные зависимости и позволяют добиться простоты отображения и восприятия выходных данных.

Цель работы – разработка алгоритма, предоставляющего данные об изотопном составе ТВЭГов в течение топливной кампании на основании данных о начальном содержании топлива.

В нашей работе в целях обучения и демонстрации использовались данные, заранее рассчитанные с помощью расчётного кода “SERPENT”, включающие следующие параметры: коэффициент размножения в бесконечной среде k_{∞} , обогащение топлива по урану-235, массовое содержание оксида гадолиния, и ряда изотопов урана, нептуния, плутония, америция и кюрия для двух групп ТВЭГов для дискретных значений времени работы реактора на номинальной мощности.

Разработанный алгоритм включает в себя несколько этапов:

1. Прогнозирование состава сборки при помощи рекуррентной нейросети на период топливной кампании.
2. Визуализация конечного результата в формате графиков изменения содержания того или иного изотопа в топливе.

Литература:

1. С.А. Андрушечко, А.М. Афров, Б.Ю. Васильев, В.Н. Генералов, 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

2. Трыков Е.Л., Трыкова И.В., Коцоев К.И. Обнаружение аномалий в работе реакторного оборудования с помощью нейросетевых алгоритмов//Известия вузов. Ядерная энергетика.- 2020. -№ 3.

ОЦЕНКА ПОТЕНЦИАЛА ЦИФРОВИЗАЦИИ ПРОЦЕССОВ ПРОЕКТИРОВАНИЯ И СООРУЖЕНИЯ АЭС В УСЛОВИЯХ ГЛОБАЛЬНОГО ЭНЕРГОПЕРЕХОДА

*Семенова Д.Ю., Харитонов В.В.
НИЯУ МИФИ, г. Москва*

В 21 веке перед мировой энергетикой стоят три неотложные глобальные задачи: энергосбережение, увеличение энергоэффективности и достижение углеродной нейтральности к 2050 году. Последнюю задачу связывают с энергопереходом от углеводородной энергетики к возобновляемой (ВИЭ). Ядерная энергетика, являясь одной из важнейших частей энергетического баланса, не производит углеродных выбросов и обеспечивает бесперебойное производство электроэнергии по стабильной цене с максимальным коэффициентом использования установленной мощности (до 93%) по сравнению с другими источниками энергии, в том числе ВИЭ (менее 33%). Однако, по темпам ввода новых мощностей, снижения стоимости электроэнергии и по объему ежегодных инвестиций АЭС значительно уступают ВИЭ [1]. Возрастающая конкуренция между безуглеродными источниками энергии (ветер, солнце, гидроэнергетика, ядерная энергетика) вынуждает удешевлять проекты сооружения АЭС и делать энергоблоки наиболее эффективными на протяжении всего периода службы. Повышение конкурентоспособности АЭС в условиях меняющейся структуры мирового топливно-энергетического комплекса (энергоперехода) связывают с цифровизацией проектирования, сооружения и эксплуатации АЭС [2, 3]. В то же время экономическая эффективность инвестиций в цифровизацию бизнес-процессов относится к наименее исследованной области.

В целях совершенствования методов определения потенциала цифровизации ядерной энергетики авторами предложена аналитическая модель оценки экономической эффективности инвестиций в цифровизацию процессов проектирования и сооружения АЭС, являющихся определяющими стадиями жизненного цикла для итоговых технико-экономических параметров и качества (безопасности) эксплуатации АЭС. Эффективность инвестиций в цифровизацию предлагается оценивать по снижению стоимости и сроков сооружения АЭС, стоимости отпускаемой электроэнергии и повышения безопасности эксплуатации [4]. Применение методики позволяет определить максимальный объем инвестиций в цифровизацию, т.е. долю увеличения капитальных затрат, при котором достигается эффективность инвестиций, выраженная в показателях сокращения эксплуатационных затрат, увеличения выработки электроэнергии затрат и приведенной стоимости электроэнергии.

Применительно к стандартному энергоблоку мощностью 1200 МВт предложенная аналитическая модель позволила сделать следующий вывод: если цифровизация проектирования и сооружения АЭС позволяет снизить эксплуатационные затраты на 10% и капитальные затраты непосредственно на проектирование и сооружение АЭС до 30%, увеличить объем продажи электроэнергии на 10% и снизить отпускемую стоимость электроэнергии на 20%, то допустимы затраты на цифровизацию до 17% от капитальных затрат.

Литература

1. The World Nuclear Industry Status Report 2021 (HTML). 27 September 2021. https://www.worldnuclearreport.org/The-World-Nuclear-Industry-Status-Report-2021-HTML.html#_idTextAnchor169;
2. Unlocking reductions in the construction costs of Nuclear: a practical guide for stakeholders. 2020. OECD, NEA
3. В.В. Харитонов, Д.Ю. Семенова, Е.В. Акинфеева. Прогнозирование эффективности инвестиций в цифровизацию ядерной энергетики/Проблемы прогнозирования, 2021, № 6, с. 104–112.
4. Семенова Д.Ю., Харитонов В.В. Роль цифровизации ядерной энергетики в рамках глобального энергоперехода. Тезисы к XVII международной молодежной научно-практической конференции «Будущее атомной энергетики – AtomFuture 2021», Россия, Обнинск, 22-23 ноября, 2021.

RADIOACTIVE WASTE CHARACTERIZATION AND DATA MANAGEMENT SOFTWARE MODEL

*Oliveira J.J., Araújo L.G., Tessaro A.G., Tsutsumiuchi V., Vicente R.
Serviço de Gestão de Rejeitos Radioativos, Nuclear and Energy
Research Institute, São Paulo, Brazil*

Cataloging and controlling the information collected during waste characterization is a difficult challenge. This creates increasingly difficult-to-sort data and ambiguities, and sometimes even prompts new characterization for radioactive sources already in store. The sources

also undergo radioactive decay over time, requiring constant monitoring to avoid incorrect storage.

The objective of this work is to present a condensed version of the various characterization methods that are used in radioactive waste sites and the results of an algorithm model for each of these methods, which allowed the development of software that can speed up the acquisition of data and centralize this information in a database stored in the cloud.

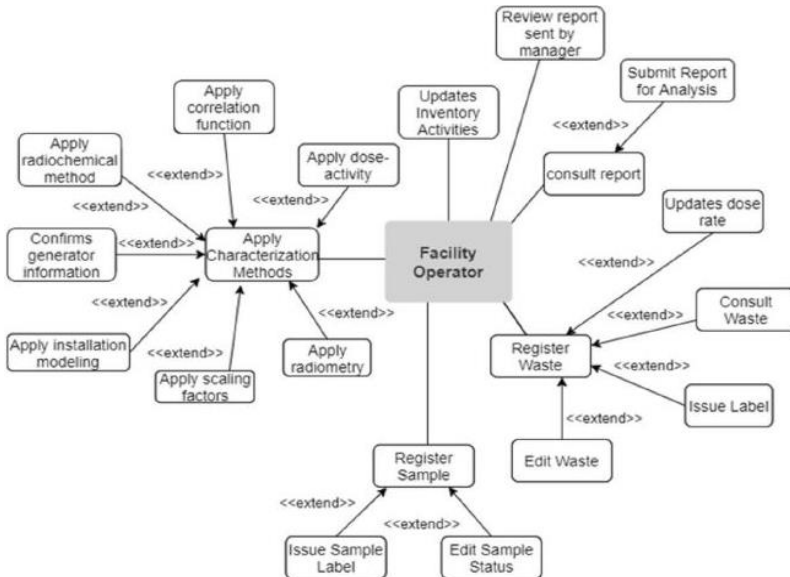


Fig 1 . Actions flow chart for waste for both mobile and web applications in the perspective of a facility operator

The features should include a database structure, analysis of the necessary input data and expected output data, integration of the methods of characterization and definition of access permission levels.

The modules of the software were chosen based on the operational data from the IPEN and IAEA standards. These algorithms were developed in pseudo technical language and then tested in R and Excel. The characteristics of the waste, such as energies, yields, relevant radionuclides, density of the materials and build-up factors were taken mostly from Rockwell [1] and modeled in python. Template screens for the final coding, navigation mock and reports were designed as well.

It was possible to identify, characterize and automatize most of the process involved in radioactive waste management. Several diagrams

were drawn, showing the flow of the algorithms, system requirements and actions that could be performed for each different user of the system, as showed in the example figure (Fig 1).

This software must be able to perform the following functions: discrimination between different clear levels; registration of the waste; historical records for each action; radiochemical and radiometric methods data storage; application of pre-established methods such as dose-to-activity, scaling factor and correlation function; updating of the sources radioactivity in the inventory; issuing a standardized label with essential information and bar code system and generation of reports [2].

Literature

1. Rockwell III T (1956), “Reactor shielding design manual” (No. TID-7004). United States Atomic Energy Commision, Washington, DC.

2. Tessaro A. P. G., de Araujo L. G., et al. An algorithmic software model for the characterization of radioactive waste. Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry, 330(1), 279-292. <https://doi.org/10.1007/s10967-021-07934-2>. August of 2021.

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ВИРТУАЛЬНЫХ ТЕХНОЛОГИЙ ДЛЯ ОПТИМИЗАЦИИ ПРОЦЕССА ЗАМЕНЫ МОДУЛЕЙ ПАРОГЕНЕРАТОРА ПГН-200М

*Завадский Д.И., Ташлыков О.Л.
УрФУ, г. Екатеринбург*

Предприятие, использующее цифровые и виртуальные технологии трансформирует современный производственный процесс и имеет значительный прирост в области качества, обучения, эффективности и многого другого.

Работа сотрудников на АС почти всегда сопряжена с рисками, взаимодействием со сложным или опасным оборудованием, с

вредными производственными факторами, а также с работой в полях ИИ. Поэтому очень важны отточенные навыки персонала для работы в сложных и опасных условиях, а также необходима грамотная организация работ.

Виртуальная модель атомной станции может сократить время строительства и позволить эффективно проводить работы по ремонту и демонтажу оборудования, а также повысить эффективность оптимизации радиационной защиты персонала АЭС [2], [3].

В докладе представлены результаты начального этапа работ по разработке виртуальной модели для подготовки эксплуатационного и ремонтного персонала с целью сокращения и оптимизации времени работ и перемещений в зоне контролируемого доступа (ЗКД) при выполнении работ по замене модулей парогенератора ПГН-200М реакторной установки БН-600.

Создание виртуальной модели с указанием необходимых данных по состоянию и расположению оборудования (Рис.1) позволяет минимизировать время поиска необходимого оборудования, а также грамотно спланировать последовательность выполнения работ.

Результаты проведенного в 2022 году капитального ремонта оборудования на энергоблоке с РУ БН-600 выявили слабые стороны, связанные с организацией ремонтных работ. В первую очередь, отсутствует единый формат чертежей и аксонометрий у эксплуатационного и ремонтных подразделений. Вторым пунктом следует отметить невысокую информативность существующей документации (чертежей) для выполнения работ по замене модулей парогенератора.

УПРАВЛЕНИЕ КОЛЕСНЫМ РОБОТОМ ПРИ ПОМОЩИ НЕЙРОКОМПЬЮТЕРНЫХ ИНТЕРФЕЙСОВ ПОСРЕДСТВОМ ИНТЕРПРЕТАЦИИ ВЫЗВАННОГО ПОТЕНЦИАЛА

*Мелега Н.А., Берестов Р.М.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, Обнинск*

Разработки и достижения в области электроэнцефалографии позволили освоить широкие пределы исследований для того, чтобы применить детектируемые сигналы от головного мозга для

различного использования. На данный момент датчики ЭЭГ, которые ранее были лишь инвазивными или требовали нанесения специального геля. Сейчас же отличием данных устройств является простота использования.

Одним из компонентов отклика системы на мозговую активность как положительное отклонение с амплитудой 2 – 5 мкВ с задержкой 300 – 600 мс после подачи стимула. [1].

В общем исследовании вызванный потенциал P300 является вызванным зрительным потенциалом, который детектируется исходя из реакции мозга на изменение зрительного воздействия. Так, существуют разные вызванные потенциалы. Было принято решение остановиться на данном значении из-за обширной возможности детектирования и возможности быстро оценить сигнал.

Существует много разных экспериментов для получения вызванного потенциала P-300, однако чаще всего используют матрицу, которая путем вспышек подсвечивает буквенный или числовой символ, реакцией на который и будет вызванный потенциал. Притом при детектировании глазом человека данной вспышки мы видим реакцию, вызванную как график вызванного потенциала.[2] По усредненным данным происходит процедура обучения распознавания детектора на соответствующие реакции головного мозга на конкретные заданные символы. Далее же усредненный ЭЭГ сигнал (получается соответственно каналу ЭЭГ), полученный для целей, сравнивается с усредненным ЭЭГ сигналом для не целей. Ожидается, что сигналы целевой группы будут иметь соответствующие вызванные сигналы после применения механизмов фильтрации каналов, а нецелевые сигналы должны представляться в виде случайного шума [1]. Для получения сигналов используются нейроинтерфейсы фирмы Emotiv EPOC. Для получения визуальных стимулов в форме P300 использовалось программное обеспечение OpenVibe.

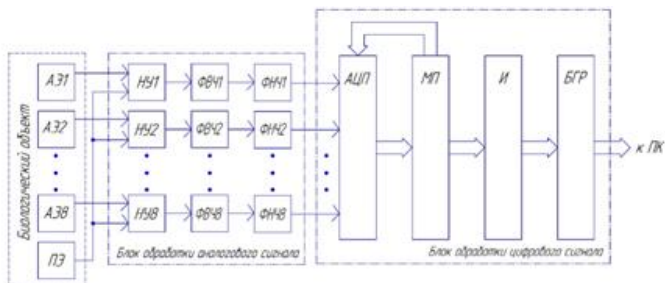


Рис. 1. Схема детектирующего устройства

Выходные сигналы блока обработки аналоговых сигналов поступают в блок обработки цифровых сигналов, реализованный на основе аналого-цифрового регистратора типа Arduino. В каждом временном отрезке проверялось наличие ЭЭГ-паттерна с помощью алгоритма быстрого преобразования Фурье. С помощью ПО на ПК идет передача команд на соответствующий объект управления.

Как результат планируется получить следующие основные свойства:

- Формирование сигнала вызванного потенциала может использоваться для управления роботами и машинами.
- Определены основные методы детектирования вызванного потенциала.

Литература

1. Попов Е. Ю. Исследование возможности применения нейрокомпьютерного интерфейса Emotiv EPOC для регистрации вызванных потенциалов P300 //Современные научные исследования и инновации. – 2013. – №. 9. – С. 7-7.

2. Berestov R.M, Nevedin A.V., Bobkov E.A. and Belov V.S. “Brain-computer interface technologies for monitoring and control of bionic systems”, Journal of physics, PhysBioSymp 2019.

РАЗРАБОТКА БАЗЫ ВЕРИФИЦИРОВАННЫХ СЦЕНАРИЕВ ДЛЯ ПРОВЕДЕНИЯ ПРОТИВОАВАРИЙНЫХ ТРЕНИРОВОК НА АЭС

Дашанова Е.А.^{1,2}, Орехов А.А.¹, Смирнов И.В.¹

¹АО «ВНИИАЭС», Москва

²НИЯУ МИФИ, Москва

В настоящее время противоаварийные тренировки (ПАТ) являются важной формой контроля профессиональной подготовки персонала атомных станций. В процессе ПАТ проверяется способность персонала и руководства АЭС решать задачи по ликвидации аварийных ситуаций. Эффективность ПАТ во многом зависит от качества организационно-подготовительных работ перед проведением тренировки.

Целью данной работы является разработка и внедрение в процедуру подготовки и проведения ПАТ базы верифицированных технологических и радиационных сценариев проведения ПАТ и учений на АЭС АО «Концерн Росэнергоатом», гарантировано моделируемых на полномасштабных и/или аналитических тренажерах АЭС. Разработка базы верифицированных сценариев направлена на повышение эффективности противоаварийных тренировок на АЭС путем реализации внезапности развития технологического и радиационного сценария условной аварии на АЭС.

Для разработки базы верифицированных радиационных сценариев был проанализирован опыт проведения ПАТ на Калининской, Кольской, Курской, Ленинградской, Ростовской АЭС с моделированием технологических сценариев на тренажерах за последние 5 лет, а также были изучены технические возможности полномасштабных тренажеров, эксплуатируемых на вышеперечисленных АЭС. Технологические и радиационные сценарии ПАТ с участием атомных станций, группы ОПАС и центров технической поддержки разрабатываются в соответствии с [1,2] и Методическими рекомендациями МР 1.1.4.04.1414-2022 [3].

База верифицированных сценариев предназначена для хранения и обработки данных по сценариям проведения ПАТ, оперативного формирования пакета вводных и их распределения между группой посредников. База сценариев оснащена пользовательским интерфейсом и имеет систему управления с целью оперативного формирования комплекта вводных данных или внесения изменений в ход проведения ПАТ по решению ее руководителя.

Внедрение постоянно расширяющейся базы верифицированных технологических и радиационных сценариев в процедуру подготовки ПАТ позволит повысить эффективность ПАТ за счет появления в ПАТ элемента внезапности, увеличения реалистичности сценариев условной аварии и уменьшения количества лиц, задействованных в организации и подготовке противоаварийной тренировки.

Литература

1. НП-001-15. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций
2. НП-005-16. Положение о порядке объявления аварийной обстановки, оперативной передачи информации и организации экстренной помощи атомным станциям в случае радиационно опасных ситуаций
3. МР 1.1.4.04.1414-2022. Подготовка, проведение и анализ результатов противоаварийных тренировок с участием атомных станций, группы ОПАС и центров технической поддержки. Методические рекомендации

АНАЛИЗ ВЛИЯНИЯ ГАДОЛИНИЕВОГО ВЫГОРАЮЩЕГО ПОГЛОТИТЕЛЯ НА ИЗМЕНЕНИЕ ИЗОТОПНОГО СОСТАВА ТОПЛИВА С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ НЕЙРОННЫХ СЕТЕЙ

*Внуков Р.А., Шлапак Н.П.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск, Россия*

Одним из наиболее оптимальных путей для продления топливной кампании является увеличение обогащения ядерного топлива. Однако при повышении обогащения топлива возрастает также и

избыточная реактивность в начале кампании. Устоявшимся способом её компенсации является использование выгорающего поглотителя.

В некоторые тепловыделяющие элементы добавляют гадолиний. Однако наличие такого элемента (т.н. твэга) влияет на спектр нейтронов, в котором находится топливо, что в свою очередь влияет на его выгорание и изотопный состав [1]. Точные сведения об изотопном составе топлива представляют интерес как с точки зрения дальнейшей его утилизации, так и с позиции эксплуатации. В связи с этим актуальной является задача моделирования нейтронно-физических процессов, происходящих в активной зоне при работе реактора.

Для этого принято использовать специальные расчётные коды. Наиболее известным и распространённым из них на данный момент является «SERPENT» [2], предлагающий использовать для этого метод Моте-Карло.

У аналитических и статистических подходов к таким сложным и объёмным расчётам есть весомый недостаток – низкая скорость работы. Альтернативой могут стать нейросетевые алгоритмы, лишённые этого изъяна и обладающие рядом других преимуществ [3].

Для реализации такого подхода будет использоваться рекуррентная нейросеть собственной разработки. Она будет прогнозировать содержание 29 изотопов в топливе и значение k_{∞} в дискретные моменты времени при различном начальном обогащении и содержании гадолиниевого поглотителя в твэгах.

В качестве данных для обучения использовались заранее проведённые с помощью уже упомянутой программы «SERPENT» расчёты. Отслеживаемые изотопы приведены в таблице 1.

Таблица 1

Отслеживаемые при моделировании изотопы

| | | | | | |
|------------------------|------------------------|------------------------|------------------------|------------------------|------------------------|
| $^{235}_{92}\text{U}$ | | $^{237}_{92}\text{U}$ | | $^{238}_{92}\text{U}$ | |
| $^{237}_{93}\text{Np}$ | | $^{238}_{93}\text{Np}$ | | $^{239}_{93}\text{Np}$ | |
| $^{238}_{94}\text{Pu}$ | $^{239}_{94}\text{Pu}$ | $^{240}_{94}\text{Pu}$ | $^{241}_{94}\text{Pu}$ | $^{242}_{94}\text{Pu}$ | $^{243}_{94}\text{Pu}$ |
| $^{241}_{95}\text{Am}$ | | $^{242}_{95}\text{Am}$ | | $^{243}_{95}\text{Am}$ | |
| $^{242}_{96}\text{Cm}$ | $^{243}_{96}\text{Cm}$ | $^{244}_{96}\text{Cm}$ | $^{245}_{96}\text{Cm}$ | $^{246}_{96}\text{Cm}$ | |

Использование рекуррентной нейросети позволяет не только производить подобные расчёты в десятки и сотни раз быстрее, но и получать информацию о изотопном составе топлива в режиме онлайн при работе реактора только по изначальному изотонному составу и таким макропараметрам, как мощность реактора и коэффициент размножения нейтронов.

Литература

1. Ю. П. Ковбасенко Сравнительный анализ изотопного состава отработанного топлива реакторов ВВЭР-440 и ВВЭР-1000//Ядерна та радіаційна безпека, – Киев: 2005.
2. Р.А. Внуков, В.В. Колесов и др. Влияние размещения выгорающего поглотителя на нейтронно-физические характеристики тепловыделяющей сборки ВВЭР-1200//Известия вузов. Ядерная энергетика, - Обнинск, 2020
3. Е.С. Иваницкая, С.Т. Лескин, Н.П. Шлапак Анализ состояния активной зоны реактора ВВЭР-1000 по показаниям СВРК с использованием нейросетевых алгоритмов//Техногенные системы и экологический риск, - Обнинск: 2022

VR ТРЕНАЖЁР ПО УПРАВЛЕНИЮ ПРОМЫШЛЕННЫМ РОБОТОМ ПРИ ПОМОЩИ НКИ

*Герасин С.А., Неведин А.В., Берестов Р.М.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г.Обнинск*

Большинство промышленных роботов с точки зрения техники и технологичности являются очень сложными. Обеспечение безопасности при их эксплуатации является приоритетом. Для этого в ходе эксплуатации предусмотрено довольно большое число систем управления, безопасности и контроля. В большом количестве систем вне зависимости от степени их автоматизации требуется роль человека в различной степени его участия, а его участие в процессе эксплуатации повышает возможность возникновению ошибок. Ошибки могут возникать вследствие плохой подготовки,

знаний, физического состояния человека. Под ошибкой понимается непреднамеренное отклонение от эксплуатационной инструкции, то есть человеческий фактор.

Целью моей работы была разработки VR тренажёра, который обучает нейросеть при помощи определённых алгоритмов и нейрокомпьютерного интерфейса для предотвращения возможности неправильных действий или, в целом, отклонения от эксплуатационной инструкции.

Контроль состояния оператора во время работы в VR тренажёре будет осуществляться за счёт нейроинтерфейса. Нейрокомпьютерный интерфейс (НКИ, мозг-машинный интерфейс, ММИ, интерфейс мозг-компьютер, ИМК) – это устройство, которое осуществляет считывание данных активности мозга животного или человека, преобразуя снятые данные в сигналы для управления внешним техническим устройством.

VR тренажёр представляет из себя систему, которая состоит из VR программы, в которой оператор может эксплуатировать промышленного робота, и нейрокомпьютерного интерфейса, который во время работы оператора в VR программе, будет считывать сигналы с коры головного мозга и обучать с помощью алгоритмов нейросеть, записанную на устройстве, на который идёт сигнал от НКИ. В дальнейшем после обучения нейросеть сама сможет эксплуатировать промышленного робота.

Нейроинтерфейс снимает электроэнцефалограммы зрительной коры, затем производит предварительное обрабатывание сигналов и осуществляет отправку данных по интерфейсу связи для дальнейшего обрабатывания и анализа, когда процесс обработки полученных данных завершится, согласно программе, микроконтроллер подает управляющий сигнал на исполняющий элемент.

Структурная схема разрабатываемой системы показана на рис.1

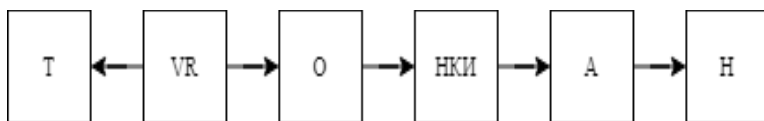


Рис.1. Структурная схема разрабатываемой системы
 Т – тренажёр; VR – VR программа; О – оператор; НКИ – нейрокомпьютерный интерфейс; А – алгоритмы; Н – нейросеть

Литература

1 Berestov R. M. et al. Brain–computer interface technologies for monitoring and control of bionic systems //Journal of Physics: Conference Series. – IOP Publishing, 2021. – Т. 2058. – №. 1. – С. 012030.

2 Belov V. S., Berestov R. M., Bobkov E. A. Interpretation of readiness potential by using the BCI for managing bionic systems //Physics, Engineering and Technologies for Biomedicine. – 2019. – С. 111-113.

СИСТЕМА ВВОДА ИЗОБРАЖЕНИЯ НА ОСНОВЕ ИНТЕРФЕЙСА МОЗГ – КОМПЬЮТЕР

*Чернышев В.С., Неведин А.В., Берестов Р.М.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

В современных реалиях практически каждый человек, пользующийся техникой, ежедневно ухудшает свое зрение. В самых негативных случаях такой образ жизни, а также различные инциденты могут привести к критическим повреждениям глаз. Слепотой – состояние зрительной системы человека, при которой она не способна передавать импульсы в зрительных нервах или мозге. В таких случаях даже максимальная коррекция не способна вернуть человеку способность видеть, поэтому стали появляться технологии, призванные исправить это.

Целью работы является разработка системы для передачи изображения, получаемого из внешней среды в мозг человека, обходя сенсорный орган и зрительные нервы. Система воздействует на мозг не инвазивно, то есть без хирургического вмешательства. Такая методика сможет частично восстановить зрение людям до последующей операции, либо восстановить активность нейронов и упрочнить их связь в частях коры, отвечающей за зрение, если зрительный орган не был поврежден [3]. Также есть возможность применение системы для полностью здорового человека. Например, в зонах слабой освещенности на предприятиях устройство способно значительно увеличить остроту зрения сотрудников, облегчая работу и увеличивая внимание последних.

Интерфейс мозг-компьютер (ИМК) – это устройство, преобразующее данные от произвольного электронного устройства в сигналы мозговой активности. [1-2]. Не инвазивное воздействие на

зрительную кору головного мозга осуществляется за счет использования транскраниальной магнитной стимуляции (ТМС). Пропуская по катушке короткий ток высокого напряжения, образуется игольчатое магнитное поле, образующее, в свою очередь, наведенное электрическое поле, положительно влияющее на корковые нейроны и возникновение синапсов.

ИМК выполняет работу по следующей схема:

1. Сбор с камеры сигналов активности окружающего мира.
2. Беспроводная передача сигналов микроконтроллеру, их первичная обработка и передачи на драйверы.
3. Драйверы формируют ток на матрицы излучателей в зависимости данных с камер.
4. Проведение ТМС.
5. Активация нейронов в определенных участках мозга.
6. Частичное восстановление зрения человека.

Блок-схема разрабатываемой системы показана на рис.1.

В рамках дальнейшей работы будет выполнена разработка драйверов для преобразования сигнала, сборка лабораторного стенда и первого прототипа системы, а также проведение тестирования на каждом из этапов с целью выявления ошибок и неточностей и их исправление.

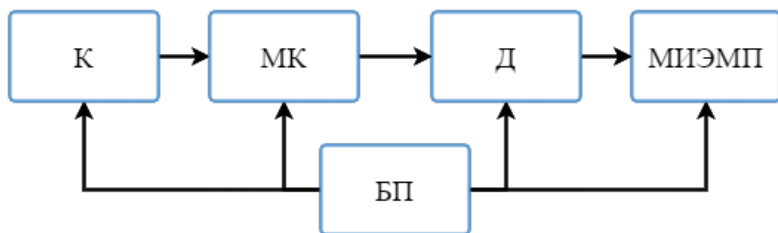


Рис.1 Блок-схема системы

К – камера для снятия сигналов из окружающего пространства; МК – микроконтроллер; Д – драйвер для преобразования данных; МИЭМП – матрица излучателей электромагнитного поля; М – участок мозга человека; БП – блок питания устройства.

Литература

1. Berestov R.M. Brain-computer interface technologies for monitoring and control of bionic systems // Journal of physics: conference series «4th International Symposium and School for Young Scientists

on «Physics, Engineering and Technologies for Bio-Medicine», PhysBioSymp 2019». Том 2058. 2021. С. 12-30

2. Belov V.S. Interpretation of readiness potential by using the BCI for managing bionic systems // Physics, engineering and technologies for biomedicine «The 4th International Symposium and International School for Young Scientists. Book of Abstracts. 2019». 2019. С. 111-113

3. Буторова А.С. Сенсорное замещение зрения: Обзор // COGNITIVE NEUROSCIENCE – 2021 «Материалы международного форума. Министерство науки и высшего образования Российской Федерации, Уральский федеральный университет имени первого Президента России Б. Н. Ельцина. 2022». 2022. С. 167-170

РАЗРАБОТКА АППАРАТНО-ПРОГРАММНОГО КОМПЛЕКСА ДЛЯ МОНИТОРИНГА ЭМИССИЙ ПАРНИКОВЫХ ГАЗОВ, КЛИМАТИЧЕСКИ АКТИВНЫХ ВЕЩЕСТВ И ЗАГРЯЗНЯЮЩИХ ПРИМЕСЕЙ НА БАЗЕ БПЛА

Медведев А.В.¹, Шкарупа М.И.¹, Шилкин А.В.²

¹ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

² ФГБУ «НПО «Тайфун», г. Обнинск

Влияние эмиссий парниковых газов и климатически активных веществ на изменение климата обсуждается в политэкономических и научных кругах с конца прошлого века. Официально проблема выбросов углерода в атмосферу была зафиксирована на «Саммите Земли» в Рио-де-Жанейро в 1992 году подписанием Рамочной конвенции ООН об изменении климата более чем 180 странами мира. Подписание этого документа простимулировало устойчивое развитие всех стран по пути зеленой экономики.

В конце второго десятилетия XXI века для реализации климатической политики предложено ввести углеродный налог на выбросы парниковых газов и на торговлю углеводородами и энергозатратными продуктами.

Внимание к проблеме эмиссий парниковых газов в РФ обострилось с введением следующих нормативных правовых актов: Указ Президента Российской Федерации № 474 от 21.07.2020 «О национальных целях развития Российской Федерации на период до 2030 года»; Указ Президента Российской Федерации № 76 от 08.02.2021 «О мерах по реализации государственной научно-технической политики в области экологического развития Российской Федерации и климатических изменений»; Приказ Министерства Науки и Высшего Образования Российской Федерации № 74 от 05.02.2021 «О полигонах для разработки и испытаний технологий контроля углеродного баланса»; Федеральный Закон № 296-ФЗ от 02.07.2021 «Об ограничении выбросов парниковых газов».

Министерством Науки и Высшего Образования Российской Федерации разработана программа карбоновых полигонов как специально оборудованных участков местности, используемых для разработки и испытаний технологий дистанционного и наземного контроля эмиссии парниковых газов и других значимых для изменения климата параметров и проведения исследований источников и поглотителей парниковых газов.

Оценка потоков парниковых газов и относительной роли в них естественных и антропогенных факторов является на сегодняшний день актуальной научной и практической задачей. Актуальность проблемы определяет необходимость верификации данных расчетного мониторинга антропогенных выбросов и абсорбции парниковых газов, а также получения достоверной пространственно-временной структуры суммарных приземных потоков углеродсодержащих компонент (в том числе CO_2 и CH_4). Наиболее перспективными методами для выполнения такой верификации является, в том числе, проведение натурных измерений, прежде всего, для оценки фактической поглощающей способности лесных экосистем, а также восстановление пространственной и временной структуры интенсивности источников и поглотителей парниковых газов с помощью обратного моделирования и данных спутниковых наблюдений [1].

Современное научно-исследовательское общество и учреждения мониторинга экологии и климата Российской Федерации столкнулись с проблемой поставок импортных измерительных средств и импортозамещения отечественными аналогами.

В данной работе рассматривается проблема выброса парниковых газов и климатически активных веществ и их мониторинга. В дальнейшем полученные данные будут использоваться для создания аппаратно-программного комплекса для мониторинга эмиссий парниковых газов, климатически активных веществ и загрязняющих примесей на базе БПЛА.

Литература

1. Алферов А.М., Блинов В.Г., Гитарский М.Л., Грабар В.А. и др. (Под ред. Д.Г. Замолотчикова, Д.В. Карелина, М.Л. Гитарского, В.Г. Блинова). Мониторинг потоков парниковых газов в природных экосистемах // Саратов: Амирит, 2017

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

ОЦЕНКА ТЕХНИЧЕСКОГО СОСТОЯНИЯ
ЭЛЕКТРОПРИВОДНОЙ АРМАТУРЫ ТУРБИННОГО
ОТДЕЛЕНИЯ ЭНЕРГОБЛОКА ВВЭР-1200

Голованов Д.А., Кот С.А., Лапкин А.А.
ВИТИ НИЯУ МИФИ, г. Волгоград

Электроприводная арматура (ЭПА) на атомных электростанциях (АЭС) служит для регулирования подачи среды или выполнения предохраняющей функции, изолируя аварийные участки. Исправная работа ЭПА обеспечивает нормальное функционирование вспомогательных систем АЭС. Однако при экстремальных условиях эксплуатации техническое состояние арматур может ухудшаться и тогда она сама способна явиться причиной аварии. Именно поэтому диагностика электроприводного оборудования – одна из важных технических проблем связанных с эксплуатацией АЭС. Данная работа представляет собой результат анализа ЭПА, установленных в турбинном цеху (ТЦ) НВ АЭС-2. Всего в работе рассмотрено 135 позиции.

Диагностика проводилась по параметрам, определенным по методике НИЯУ МИФИ МТ 1.2.3.02.999.0085-2010 [1].

Выполнен расчёт диагностических параметров:

1. Плавность хода на рабочем ходу штока методом средне-квадратичного значения тока (СКЗ).

$$\gamma_{СКЗ} = \left[1 - \frac{I_{СКЗр. \max} - I_{СКЗр. \min}}{I_{СКЗр}} \right] * 100\%$$

Формула для определения параметра «Плавность хода»

2. Время выполнения операций «открытие» и «заккрытие» и разность dT между ними.
3. Форма огибающих сигналов СКЗ.
4. Отношение пускового тока к току на рабочем ходу.

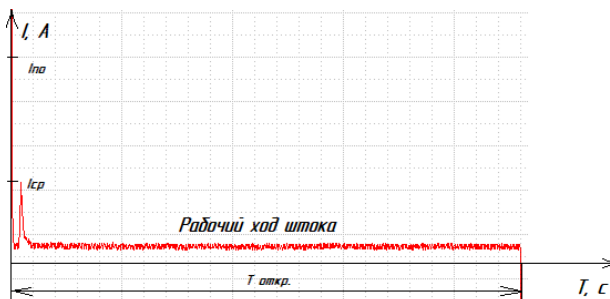


Рис. 1. Эталонная форма сигнала СКЗ тока при выполнении операции открытия

Также был выполнен расчет полей допусков на диагностические параметры ЭПА. Во всех типовых группах, объединённых по признаку идентичности типоразмера и типа привода [2] не было обнаружено выхода доверительного интервала за предельные допустимые отклонения

У 4 позиций, относящихся к системам конденсата основного питательного тракта, обнаружены отклонения по параметру разность времени выполнения операций открытие и закрытие. У 2 арматур, являющимися быстродействующими, обнаружены незначительные отклонения по параметру разность времени выполнения операций открытие и закрытие. У 2 арматур, относящихся к системам циркуляции основного конденсата, обнаружены отклонения по параметру отношение пускового тока к току на рабочем ходу.

Техническое состояние большинства продиагностированных единиц ЭПА является исправным и соответствует требованиям к новой арматуре. Полученные значения диагностические параметров могут считаться эталонными для последующего анализа динамики технического состояния ЭПА.

Литература

1. МТ 1.2.3.02.999.0085-2010 «Диагностирование трубопроводной арматуры. Методика», НИИ «Энергомашиностроения», 2010. - 140с.
2. С. В. Сейнов, А. И. Гошко, А. К. Адаменков, Д. А. Усанов «Техническое диагностирование арматуры АЭС» // «Машиностроение», 2012 – 452с.

РАЗРАБОТКА МАТЕМАТИЧЕСКИХ МОДЕЛЕЙ ДЛЯ ПРОГНОЗИРОВАНИЯ И ПОИСКА АНОМАЛИЙ В РАБОТЕ ОБОРУДОВАНИЯ АСУ ТП АЭС

*Дворецкий С.В., Распопов Д.А., Белоусов П.А.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Задачей автоматизированных систем управления технологическими процессами (АСУ ТП) является обеспечение безопасной эксплуатации АЭС. В структуре таких систем выделяется три уровня, где оборудование первого уровня представлено датчиками и приводами исполнительных механизмов, контроллеры на втором уровне собирают информацию и передают её на третий уровень, где обрабатываются полученные данные и формируются управляющие команды. К оборудованию второго и третьего уровня относится большое количество электронно-вычислительных машин.

На атомных станциях к АСУ предъявляются высокие требования надежности, поскольку системы управления должны функционировать в бесперебойном режиме. Решение данной проблемы требует применения современных средств диагностики электрооборудования и алгоритмов прогнозирования технического состояния, которые позволят предупреждать аварийные ситуации.

Применение методов предиктивной аналитики и моделей искусственного интеллекта позволит увеличить точность прогнозирования технического состояния автоматизированных систем. Основными этапами при разработке методов предиктивной аналитики являются предобработка полученной информации, её анализ, подразумевающий интерпретацию данных на основании статистических показателей, и построение математических моделей машинного обучения, прогнозирующих состояние объекта исследования на основании выявленных закономерностей.

Информативными признаками для математических моделей могут являться электрические характеристики оборудования, к которым относятся данные потребления тока и напряжения, а также их частотные характеристики. Данные параметры являются важными диагностическими признаками, поскольку содержат информацию о внутренних электрических процессах потребителей сети.

В результате исследования был проведён эксперимент с устройством информационно-измерительным системы контроля течи (УИИ СКТ). Стенд УИИ СКТ был выведен из нормального состояния, путём отключения элементов устройства. При переходе между состояниями установки наблюдалось падение мощности потребления электрической энергии. Эксперимент проводился на протяжении 20 минут, данные тока и напряжения были оцифрованы с частотой 5кГц. Эти параметры использовались для точного вычисления мощности энергопотребления.

После выполнения анализа полученных данных были построены математические модели для прогнозирования и поиска аномалий. В заключении была выполнена оценка точности моделей и выбраны лучшие модели. Данные модели позволят повысить надёжность систем АСУ ТП и могут быть использованы в интеллектуальных сетях электроснабжения собственных нужд АЭС.

Литература

1. К.Н. Лебедев Автоматизированные системы управления технологическими процессами – зерноград, ФГОУ ВПО АЧГАА, 2008. – 117 с.
2. С. В. Дворецкий, Д. А. Распопов Разработка методов распознавания потребителей электрической энергии для интеллектуальных электроэнергетических сетей АЭС // Ядерные технологии: от исследований к внедрению – Нижний Новгород, 2022. – С. 89-90.

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ПРОМЫШЛЕННОГО ТОМОГРАФА ДЛЯ КОНТРОЛЯ КАЧЕСТВА ТРУБОПРОВОДА

Шарипбаев С.С.¹, Белоусов П.А.¹, Легконогих С.В.², Легконогих А.В.³, Паркачев Е.А.⁴

¹ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

²НИЯУ МИФИ, г. Москва

³ООО «Лега», г. Москва

⁴ООО «РЕГУЛ», г. Обнинск

В работе рассматривается проблема нарушения целостности стального трубопровода (сталь Ст2пс, 40 мм диаметра) вдоль сварного соединения, при нарезке резьбы (рис. 1). Такая проблема может произойти с трубами, при определённых нагрузках, которые

на неё действуют. Одной из основных причин данного разрушения является несоблюдение технологии сварки при производстве данных изделий.



Рис.1. Образец бракованного трубопровода (с резьбой и без резьбы)

Непрерывные процессы используются для создания сварных труб малого и среднего диаметра. Лента разматывается с рулона, наматывается, формуется, а затем, пройдя через сварочное устройство, каким-либо образом сваривается. Наиболее распространены токи высокой частоты, аргонно-дуговая и печная сварка.

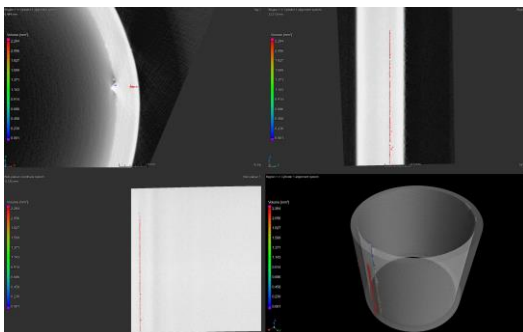


Рис.2. 4 вида образца (в нижнем левом углу развертка)

Проверка качества сварки трубопроводов в данной работе осуществлялась разными методами неразрушающего контроля такими как: визуальный и измерительный, ультразвуковой, капиллярный и магнитопорошковый. Самым информативным и эффективным методом оказался контроль с помощью промышленного томографа. Данный способ позволил увидеть внутреннюю структуру сварного соединения в трехмерном измерении (рис. 2).

Анализ показал большой непровар с внешней стороны (выделена красным цветом) вдоль сварного шва, уходящий в глубину

около 1.1мм от внешней кромки трубы. Объем непровара 2.284 мм³. Площадь поверхности данного дефекта 83.474 мм².

В заключении можно сказать, что причиной разрыва трубы, является протяжённый концентратор напряжения с объёмом непровара 2,284 мм³.

Литература

1 Николаев Г.А., Куркин С.А., Винокуров В.А. Сварные конструкции. Технология изготовления / Высшая школа // Москва, 1983

2 Антон Нисан к.т.н. Компьютерная томография / Вектор высоких технологий №3(38) 2018

РАЗРАБОТКА МЕТОДА ОЦЕНКИ ТИПОВ И ХАРАКТЕРИСТИК ДЕФЕКТОВ ТЕПЛООБМЕННЫХ ТРУБ ПО ДАННЫМ ВТК В УСЛОВИЯХ МЕШАЮЩИХ ФАКТОРОВ

Косачев А.С.¹, Памухин К.В.², Шкарупа М.И.¹

¹ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

²ООО «ЦВК «Политест», г. Обнинск

Теплообменники используются практически во всех видах промышленности, а главным критерием их качества можно считать теплообменные трубы (ТОТ). Они являются определяющими компонентами, которые влияют на безопасность и надежность работы парогенераторов. Поэтому контроль и диагностика этих элементов является одной из главных задач на производстве [1].

Дефекты в ТОТ могут возникать на разных стадиях его жизни [1]: при изготовлении – эксцентricность трубок, отклонения диаметра (внутреннего или внешнего), отклонения толщины трубки, циклические изменения внутреннего диаметра и т.д.; во время сборки и закрепления в трубной доске – царапины, расширение трубок на участке закрепления; в процессе эксплуатации – коррозия, термическое и механическое старение и т.д. [2]

Высокочувствительное вихретоковое оборудование дает возможность надежно и быстро обнаружить дефекты. Этот метод НК безопасен, надежен и приемлем для производств со строгими огра-

нениями и требованиями к соответствию техническим условиям. Применение вихретокового метода контроля (ВТК) для оценки технического состояния металла теплообменных труб позволяет произвести замену только трубы с недопустимыми дефектами по результатам вихретокового контроля до выхода ее из строя вместо замены всего трубного пучка.

Однако, не смотря на указанные преимущества, (ВТК) диагностика не совершенна и имеет свои недостатки, заключающиеся в необходимости правильной интерпретации получаемых данных и влиянии большой номенклатуры параметров на результирующие сигналы.

В данной работе рассматриваются вихретоковые сигналы различных дефектов и выделяются признаки, позволяющие однозначно идентифицировать дефекты и определить их характеристики. В данной работе рассматриваются вихретоковые сигналы мешающих факторов – определённых локальных состояний ТОТ и/или условий ВТК, не относящихся к дефектам. В данной работе рассматриваются вихретоковые сигналы дефектов ТОТ при наличии различных мешающих факторов и определяется степень влияния характеристик последних на выявляемость и погрешность измерения первых.

В дальнейшем результаты работы могут быть использованы для создания способа автоматизированного обнаружения дефектов по данным ВТК.

Литература

1. «Система оценки соответствия в области использования атомной энергии. Оценка соответствия в форме контроля. Унифицированные методики. Вихретоковый контроль» – ГОСТ Р 50.05.10–2018

2. Вихретоковый контроль. Учебн. пособие / В. А. Троицкий. - Киев:— «Феникс». - 2011.

3. А. В. Серебряков и др. – «Проблемы теплообменных труб для АЭС. Задачи и пути решения по повышению эксплуатационных свойств теплообменных труб»// Инновационные технологии в металлургии и машиностроении, Екатеринбург, 2012

ОПРЕДЕЛЕНИЕ КОНЦЕНТРАЦИИ ГЕЛИЯ В ГЕРМЕТИЧНЫХ ОБОЛОЧКАХ ТЕПЛОЫДЕЛЯЮЩИХ ЭЛЕМЕНТОВ ТЕПЛОВИЗИОННЫМ МЕТОДОМ

Бурляев А.В.¹, Нахабов А.В.¹, Лукьянов Д.А.²

¹ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

²АО «Научно-технический центр «Дианпром», г. Обнинск

К современным тепловыделяющим элементам (ТВЭЛ) предъявляют очень высокие требования к качеству их производства и методам контроля герметичности. Известны множества тепловыделяющих элементов разных конструкций, для которых общим техническим решением является наличие герметичной оболочки, выполненной на основе металлической трубки с заваренной заглушкой. Внутри данной оболочки размещен топливный сердечник, удерживаемый по высоте оболочки фиксаторами. Объем свободный от топливного сердечника и его фиксатора, заполнен газом конкретного состава и давления.

Присутствие под оболочкой ТВЭЛ атмосферы нужного состава (гелия) и давления (атмосферного), считается одним из условий предъявляемой к конструкции ТВЭЛ, и служит для улучшения показателей теплопроводности между топливом, загруженным в ТВЭЛ и его внешней герметичной оболочкой. Нужные условия под оболочкой создаются при их производстве. Однако при заполнении свободного объема ТВЭЛ, в ходе их изготовления могут происходить различные нарушения процесса производства, а также технические сбои, что приводит к снижению эксплуатационных характеристик тепловыделяющих элементов. В связи с данными факторами, возникающими при производстве ТВЭЛ, контроль атмосферы под оболочкой после его герметизации, который включает в себя измерение концентрации гелия под оболочкой ТВЭЛ, обретает важное значение.

Существующие выборочные методы контроля герметичности и концентрации атмосферы ТВЭЛ не гарантируют что все тепловыделяющие элементы будут соответствовать заявленным характеристикам, а также ведут к большим экономическим издержкам. В связи с этим требуется более дешевый и эффективный метод контроля герметичности ТВЭЛ. Данным методом может стать тепло-

визионный контроль, который позволяет определить концентрацию газа под оболочкой твэла с помощью нагрева исследуемой области и регистрации температурных показателей на тепловизор.

Работа посвящена исследованию по возможности применения тепловизионного контроля концентрации гелия для макетов тепловыделяющих элементов. В дальнейшем полученные данные будут использоваться для увеличения точности измерения концентрации гелия под оболочкой твэла, а также улучшения стендового оборудования.

Литература

1. Патент RU 2760492 С1 от 25 ноября 2021г. «Тепловыделяющий элемент ядерного реактора».
2. Патент RU 2634309 С1 от 25 октября 2017г. «Способ измерения концентрации гелия в тепловыделяющем элементе».
3. Решетников Ф. Г. и др. Разработка, производство и эксплуатация тепловыделяющих элементов энергетических реакторов //М.: Энергоатомиздат. – 1995. – Т. 1. – С. 320.

РАЗРАБОТКА СИСТЕМЫ ДЛЯ АВТОМАТИЗАЦИИ ИССЛЕДОВАНИЙ НА МНОГОКОНТУРНОМ СТЕНДЕ С ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКИМ ТЕПЛОСИТЕЛЕМ

Заяц В.С.¹, Ульянов В.В.¹, Нахабов А.В.²

¹ АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», г. Обнинск

²ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

Объектом исследования является разработка автоматизированной системы для научных исследований многоконтурного исследовательского стенда с жидкометаллическим теплоносителем в первом контуре и водой высокого давления во втором в научно-исследовательском институте АО «ГНЦ РФ – ФЭИ».

Цель работы: автоматизировать управление работы оборудования стенда, что позволит быстрее и точнее проводить эксперименты и увеличить количество экспериментов за календарный год, улучшить технико-экономические характеристики оборудования, исключить человеческого фактор, вследствие чего предотвратить возможную аварийную ситуацию по вине оператора.

В условиях быстрого прогресса очень важно стремиться поддерживать оборудование в качественных условиях для совершения новых исследований в области ядерной науки. Немало важную роль играет автоматизация, так как уменьшение действий оператора с прибором приведет к сосредоточению внимания на выработке более эффективных решений по управлению процессом. Вследствие чего уменьшится количество ошибок.

Актуальность данной темы заключается в том, что на стенде требуется минимизировать количество ошибок, допускаемых операторами, а также позволить оператору сконцентрировать внимание на выработке более эффективных решений по управлению процессами. В свою очередь, конкретно моя тема затрагивает автоматизацию системы для научных исследований на стенде с жидкометаллическим теплоносителем в первом контуре и водой высокого давления во втором. В конечном итоге это снизит затраты на разработку объектов для новой техники, позволит повысить надежность проведения эксперимента. Автоматизация повысит производительность труда в исследовательских и испытательных подразделениях и позволит получать новые знания о процессах теплообмена, а также создать научный задел в области использования парогенераторов.

Применение реакторов на быстрых нейтронах на АЭС позволяет использовать в топливном цикле полностью добываемые уран и торий. Этим объясняются интенсивные поисковые исследования по освоению сложных реакторов на быстрых нейтронах во многих странах [1].

Научные исследования всегда проводятся для получения некоторой новой информации о свойствах объекта исследований [2].

Особое значение для повышения эффективности науки приобретает автоматизация научных исследований, с ее помощью можно производить более точные и полные модели исследуемых объектов и явлений, снижать трудоемкость исследований, исследовать сложные объекты и процессы.

Автоматизация является важной ступенью для усовершенствования технологического процесса. С ее помощью эксперименты будут выполняться быстрее и точнее, что в свою очередь увеличит количество проведения экспериментов и принесет выгоду для предприятия.

Литература

1. Левин В. Е. Ядерная физика и ядерные реакторы. 4-е изд. — М.: Атомиздат, 1979.
2. Федотова Д.М. Автоматизированные системы научных исследований // Международный студенческий научный вестник. — 2019. — № 6.

СИСТЕМА КОНТРОЛЯ ВНУТРИКОРПУСНЫХ УСТРОЙСТВ РЕАКТОРА ВВЭР-1200 СНАРУЖИ

*Сидоренко Д.В., Шевцов И.А.
ООО «Пролог», г. Обнинск*

Для современных реакторов ВВЭР-1200 и ВВЭР-ТОИ, которые Россия строит в том числе и за рубежом (Турция, Индия, Египет, Бангладеш, Китай и др.), одним из главных параметров является КИУМ (коэффициент использования установленной мощности), в контрактах заложены очень высокие требования к этому коэффициенту, поэтому одним из наиболее важных параметров систем эксплуатационного контроля, помимо качества и достоверности контроля, является время выполнения контроля оборудования реакторных установок.

Состояние металла оборудования и трубопроводов АЭС оценивается по результатам эксплуатационного контроля, который является одним из важных средств, обеспечивающих надежную и безопасную эксплуатацию АЭС. Управление ресурсом металла оборудования невозможно без эффективных систем эксплуатационного контроля.

В реакторе ВВЭР-1200 имеются следующие внутрикорпусные устройства (ВКУ): блок защитных труб (БЗТ) и шахта внутрикорпусная (ШВК). Телевизионный измерительный контроль (ТИК) БЗТ и ШВК проводится с целью получения данных о состоянии металла при вводе реакторной установки в эксплуатацию и при периодическом контроле в процессе эксплуатации АЭС.

Недостатками существующих устройств и способов контроля являются необходимость остановки основных технологических операций на время проведения контроля, использование полярного крана для проведения контроля (вывешивания и вращения

объектов контроля), использование только одного камерного модуля, в итоге контроль занимает порядка 5 суток.

Разрабатываемая система радикально лишена указанных недостатков, поскольку выполняет ТИК наружных поверхностей ВКУ в процессе штатной операции их перемещения в шахты ревизии без дополнительных затрат времени.

Конструктивно система представляет собой «линейки» и «кольца», состоящие из множества камерных модулей, закрепленных на несущих металлических конструкциях. ТИК проводится во время проноса ВКУ полярным краном над «линейками» и при опускании БЗТ и ШВК сквозь «кольца». «Линейки» и «кольца» закрепляются непосредственно на металлоконструкциях шахт ревизии ВКУ.

Каждый камерный модуль представляет собой герметичный корпус, в котором установлена телекамера, система осветителей и биологическая защита. Синхронный опрос всех камерных модулей и методика управления подсветкой осматриваемых участков являются «изюминкой» данной системы.

Система включает 256 камерных модулей в составе двух «линеек» и двух «колец», управляемых с серверной стойки, размещаемой в центральном зале на период проведения контроля.

Первое применение разрабатываемой системы ожидается в период планового ремонта на НВАЭС осенью 2023 года.

СИСТЕМЫ КОНТРОЛЯ И ПОДДЕРЖАНИЯ КАЧЕСТВА СВИНЕЦСОДЕРЖАЩЕГО ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ ДЛЯ ОБЕСПЕЧЕНИЯ БЕЗОПАСНОЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ СТЕНДОВ

Апальнов Е.А.^{1,2}, Садовничий Р.П.¹, Харчук С.Е.¹

¹АО ГНЦ РФ – ФЭИ, г. Обнинск

²ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

Концентрация кислорода, растворенного в потоке теплоносителя, должна контролироваться и поддерживаться в определенном диапазоне для создания защитного оксидного слоя, гарантирующего коррозионную стойкость конструкционных сталей. Датчики термодинамической активности кислорода контролируют концен-

трацию кислорода. Оксид свинца может затвердевать в присутствии избыточного количества кислорода в охлаждающей жидкости, что приведет к образованию шлака в секциях циркуляционного контура. Путем дозированного вливания водородсодержащей газовой смеси в поток теплоносителя достигается очистка водорода, основным компонентом которой является удаление избытка кислорода из расплава. В данном случае результатом взаимодействия кислорода и водорода является образование водяного пара. Для реализации этого процесса применяются эжекторы газа, либо механические диспергаторы.

Низкое количество растворенного кислорода в теплоносителе не позволяет создать высококачественный антикоррозионный оксидный слой и приводит к обострению коррозионных процессов. В этой ситуации крайне важно убедиться, что теплоноситель снабжен достаточным уровнем растворенного кислорода. Существует несколько методов для этого: твердофазный метод, газофазный метод.

В небольшой экспериментальной установке с фиксированным теплоносителем газофазный подход позволяет легко контролировать количество присутствующего кислорода. Этот подход включает либо впрыскивание газовой смеси в поток теплоноситель для поддержания требуемого содержания кислорода в теплоносителе, либо подачу кислородсодержащей газовой смеси на поверхность охлаждающей жидкости для достижения того же результата.

Твердофазный метод является оптимальным методом регулирования содержания кислорода в циркуляционных контурах со свинецсодержащим теплоносителем. Этот метод включает постепенное растворение гранул оксида свинца для добавления кислорода в охлаждающую жидкость. С использованием специально созданных устройств, называемых массообменными аппаратами, технически реализован твердофазный способ контроля концентрации кислорода в теплоносителе, содержащем свинец.

В настоящей работе проведена проверка существующей информации о созданных устройствах для окисления и раскисления свинецсодержащего теплоносителя с целью сохранения его качества. При использовании метода твердофазного контроля эти знания в конечном итоге будут использованы для создания самой системы управления и сохранения качества теплоносителя, содержащего свинец.

Литература

1. Асхадуллин Р. Ш., Стороженко А. Н., Легких А. Ю. Методы регулирования содержания кислорода в ТЖМТ // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы. – 2017. – №. 5. – С. 32-43.
2. Асхадуллин Р. Ш. и др. Расчетно-экспериментальные исследования в обоснование массообменных аппаратов для обеспечения заданного кислородного режима в ТЖМТ (Рb, Рb-Bi) // Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. – 2014. – №. 1. – С. 160-171.
3. Ульянов В. В., Кошелев М. М., Харчук С. Е. Поддержание качества свинецсодержащих теплоносителей в перспективных технологиях переработки органического и неорганического сырья // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы. – 2021. – №. 2. – С. 181-199.

ОЦЕНКА ТЕХНИЧЕСКОГО СОСТОЯНИЯ ЭЛЕКТРОПРИВОДНОЙ АРМАТУРЫ РЕАКТОРНОГО ОТДЕЛЕНИЯ ЭНЕРГОБЛОКА ВВЭР-1200

*Лапкис А.А., Петерс Н.А., Цыхлер Л.В.
ВИТИ НИЯУ МИФИ, г. Волгоград*

Для безопасной работы АЭС необходимо регулярно проводить диагностику оборудования, в том числе электроприводной арматуры (ЭПА). Широкий охват технической диагностикой ЭПА на новых блоках ВВЭР-1200 позволит отслеживать динамику её технического состояния (ТС) при последующей эксплуатации, но также требуется корректировка интервалов между выполнением ремонтов [2] в результате данной диагностики.

НИЯУ МИФИ выполняет диагностику ЭПА НВОАЭС-2 по сигналам питающей сети электропривода, решая важные технические задачи, которые совершенствуют методику и процесс выявления дефектов энергетических установок и их элементов. По системам РО 2 энергоблока в 2020-2022 г. продиагностировано 35 групп

ЭПА, объединенных по типоразмеру, что составляет в общем 146 позиций.

Диагностика ЭПА была проведена по методике НИИ АЭМ ВИТИ НИЯУ МИФИ [1], выполнены сравнительный и статистический анализ по следующим диагностическим параметрам:

1. Отношение действительного значения пускового тока к значению тока на рабочем ходу штока ЭПА.
2. Плавность рабочего хода, «открытия» и «закрытия» по среднеквадратичному значению тока (СКЗ).
3. Разность dT между фазами «открытие» и «закрытие», а также время их выполнения.
4. График зависимости $f=I(T)$ и $g=P(T)$, построенные методом СКЗ по 200 реперным точкам (рис. 1).

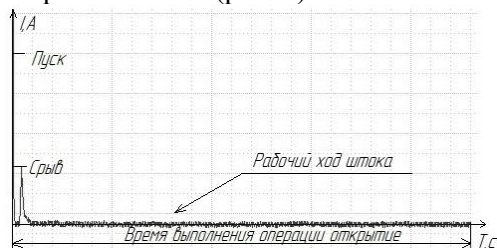


Рис.1. Огибающая токового сигнала при открытии исправной ЭПА

Также проведена интервальная оценка с помощью распределения Стьюдента, для типовых групп ЭПА.

Для запорной арматуры систем РО выявлено:

1. 135 позиций (92,5%) полностью работоспособны или имеют крайне малые несоответствия эталонным параметрам, которые не превышают доверительный интервал;
2. 11 позиций (7.5%) имеют превышение времени выполнения операций «Открытие» и «Закрытие» по сравнению с установленными НТД.

Отклонения по данным параметрам были обнаружены у арматур, относящихся к системам продувки теплообменного оборудования и системам пассивного отвода тепла. В основном это относится к ЭПА с временем выполнения операций $T < 5c$.

Установлено, что ТС большинства рассмотренных позиций ЭПА может использоваться, как образцовое при отслеживании динамики технического состояния, как в краткосрочной, так и долгосрочной перспективе во время ППР.

Литература

1. МТ 1.2.3.02.999.0085-2010 «Диагностирование трубопроводной арматуры. Методика», НИИ «Энергомашиностроения», 2010. - 140с.

2. Лапкис А.А., Никифоров В.Н., Поваров П.В., Калашников М.В., Арсентьева Е.С. Предпосылки для внедрения риск-ориентированной стратегии ТОиР арматуры АЭС // Глобальная ядерная безопасность. – 2022. – № 2(43). – с. 55-67.

СИСТЕМА КОНТРОЛЯ ДЕФОРМАЦИИ КОРПУСА РЕАКТОРА БРЕСТ-ОД-300 НА ОСНОВЕ ВОЛОКОННЫХ БРЭГГОВСКИХ РЕШЁТОК

Степанов М.А.¹, Тимофеев С.В.², Федоров А.Н.¹, Шевцов И.А.¹

¹ООО «Пролог», г. Обнинск

²АО «НИКИЭТ», г. Москва

В проекте реакторной установки (РУ) БРЕСТ-ОД-300 использован многослойный металлобетонный корпус. Корпус подобной конструкции создается впервые, вследствие чего требуется проведение большого количества исследований. Использование свинца в качестве теплоносителя обуславливает достаточно высокие температуры в ходе эксплуатации РУ [1]. Для обеспечения соблюдения проектных условий работы на этапах пуска-наладки и во время эксплуатации РУ, а также для управления его ресурсными характеристиками необходимо средство контроля деформации корпуса. Для этого в конструкции предусмотрены специальные реперные каналы (РК). Жёсткие условия эксплуатации определили выбор метода измерения с применением оптоволоконных решёток Брэгга.

Особый интерес представляют цельностеклянные датчики с дифференциальной схемой определения изгиба. В настоящее время такие датчики используются в системе ИКС-49 производства ООО «Пролог» для контроля стрелы прогиба центральной

трубы ТВС РБМК-1000, в том числе при работе реактора на номинальной мощности [2]. Подробно данная методика измерения деформации описана в работе [3].

Для проведения испытаний был собран опытный образец системы и изготовлен полноразмерный макет РК. В ходе испытаний было проведено 61 измерение, при которых задано 12 различных прогибов РК. Результаты измерений в виде зависимости показаний системы от установленного значения на стенде показаны на рисунке 1.

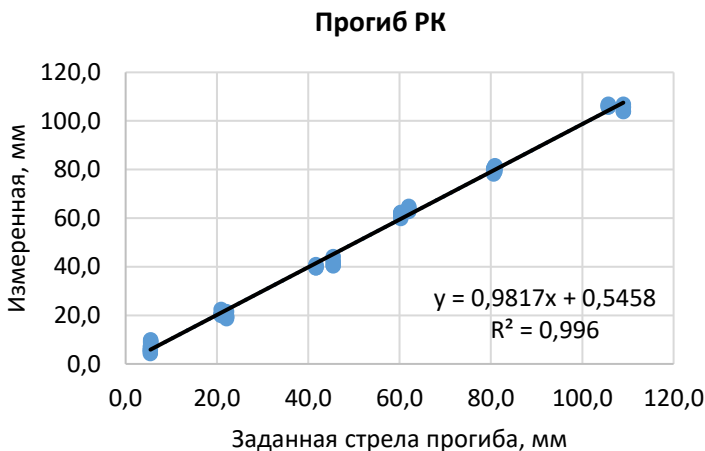


Рис. 1. Зависимость показаний системы от установленного значения прогиба на стенде

Фактические пределы погрешности измерения координат действительной оси РК составили не более 5 мм.

Результаты разработки, изготовления и испытания системы измерения формы изгиба обеспечат контролепригодность корпуса РУ БРЕСТ-ОД-300 с установленными показателями точности на протяжении всего срока службы.

Литература

1. Ю.Г. Драгунов, В.В. Лемехов, В.С. Смирнов, Н.Г. Чернецов, Технические решения и этапы разработки реакторной установки БРЕСТ-ОД-300 // Атомная энергия. 2012. Т. 113. Вып. 1. С. 58 – 64

2. О.В. Бутов, А.П. Базакуца, А.Н. Федоров, И.А. Шевцов, С.А. Никитов, Создание радиационно-стойких волоконно-оптических средств контроля режимов работы и диагностики состояния энергетического ядерного реактора // Фотон-экспресс. 2021. №6 (174)

3. O.V. Butov, A.P. Bazakutsa, Y.K. Chamorovskiy, A.N. Fedorov, I.A. Shevtsov, All-fiber highly sensitive Bragg grating bend sensor // Sensors. 2019 Sep 28; 19(19):4228

СИСТЕМА КОНТРОЛЯ КОРПУСА РЕАКТОРОВ ТИПА ВВЭР-1200 И ВВЭР-ТОИ ИЗНУТРИ

Елаев И.М.

ООО «Пролог», г. Обнинск

Для современных реакторов ВВЭР-1200 и ВВЭР-ТОИ, которые Россия строит в том числе и за рубежом (Турция, Индия, Египет, Бангладеш, Китай и др.), одним из главных параметров является КИУМ (коэффициент использования установленной мощности), в контрактах заложены очень высокие требования к этому коэффициенту, поэтому одним из наиболее важных параметров систем эксплуатационного контроля, помимо качества и достоверности контроля, является время выполнения контроля оборудования реакторных установок.

Состояние металла оборудования и трубопроводов АЭС оценивается по результатам эксплуатационного контроля, который является одним из важных средств, обеспечивающих надежную и безопасную эксплуатацию АЭС. Управление ресурсом металла оборудования невозможно без эффективных систем эксплуатационного контроля.

IMPROVING SAFETY IN NPP USING FUZZY-PID CONTROL SYSTEMS

Soares V., Nakhabov A.

IATE MEPH, Obninsk, Russia.

Nuclear power plants are non-linear systems, it means that they don't follow the principle of superposition, and due to the large power

variations in the working regime, a transient regime will develop (In other words, it is a regime analyzed when at a given moment, a variation is applied to the input of the system, which lasts until the moment when the system stops varying or the variation is very close to zero), where the pressure and consequently the average temperature of the primary circuit will suffer significant variations. In a nuclear power plant, pressure control in the primary loop is very important to keep the reactor in safe working conditions and to improve the efficiency of the generation process. These characteristics must be taken into account if there are large power variations in the operation regimes of a plant. The main component for this task is the pressurizer (steam type), which uses sprays and heaters to maintain pressure within an operating range during steady-state conditions and limit pressure changes during transient conditions. It is very difficult to obtain a satisfactory performance with the classic control strategy to control the power of the nuclear reactor.

To get better and smoother response, advanced smart control as Fuzzy Logic controller can be applied. In Fuzzy logic, the control strategy is described by means of linguistic rules that vaguely connect the different situations with the actions to be taken, will be connected to a Proportional, Integral and Derivative Controller (PID), which obtains more accurate responses, but works struggling with complex systems. Together they can achieve fast, accurate, smooth (Low oscillation) and complex responses. The purpose of this study has two objectives, first to develop a Fuzzy PID controller, and then to compare its efficiency with P, PI, PID controllers. This control system can improve safety due to the fast responses (Fuzzy control), avoiding the mechanical stress (PID control) in the components and for some equipments, without using more power than the standard requirements.

Literature

1. L. Cheng, et al., «Desing and optimization of fuzzy pid controller for the nuclear reactor power control». School of energy & Power engineering, China, 2009.
2. Thiago S. P. de Brito: Development of a PID FUZZY controller to control the water level of a pressurizer of a nuclear reactor. Brazil, 2015.
3. Mauro V. Oliveira and Jose C.S. Almeida: Fuzzy control applied to nuclear power plant pressurizer system. International Nuclear Atlantic Conference - INAC 2011

4. V.I. Slobodchuk et al. «Power Unit with VVER- 1000 reactor Installation». National Research Nuclear University МЕРФІ, 2021.

СЕКЦИЯ V
ЭКОЛОГИЯ И БЕЗОПАСНОСТЬ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

**ИССЛЕДОВАНИЕ АКТИВАЦИИ ВТОРИЧНОГО
ПОЛИЭТИЛЕНА НЕЙТРОННЫМ ИЗЛУЧЕНИЕМ**

*Балачков М.М., Белявский С.В., Смыковская В.О.
НИ ТПУ, г. Томск*

Обеспечение безопасности персонала и населения – одна из проблем применения ионизирующего излучения. Полиэтилен – эффективный замедлитель нейтронов, применяемый в производстве защитных экранов. Высокая распространенность этого материала даёт потенциал к его переработке для получения предлагаемых защитных материалов. Однако часть ядер вещества экрана может трансмутироваться под воздействием излучения в радиоактивные ядра, что исключит возможность безопасного применения. Цель работы – измерение наведенной активности экранов при облучении материала нейтронами.

В полиэтилене присутствуют H^1 , D^2 , C^{12} , C^{13} . При отсутствии в нём примесей, активность полиэтилена будет определяться только наработанными нуклидами T^3 и C^{14} , чьи цепочки наработки идентичны. Число ядер при активации описывается следующей системой дифференциальных уравнений:

$$\begin{cases} \frac{dN_1}{dt} = -\sigma_1 \cdot \Phi \cdot N_1; \\ \frac{dN_2}{dt} = \sigma_1 \cdot \Phi \cdot N_1 - \sigma_2 \cdot \Phi \cdot N_2; \\ \frac{dN_3}{dt} = \sigma_2 \cdot \Phi \cdot N_2 - \lambda_3 \cdot N_3, \end{cases}$$

где N – число ядер; σ – микроскопическое сечение радиационного захвата [1]; Φ – плотность потока нейтронов; λ – постоянная распада [2]; t – время; индексы 1,2,3 – H^1 и C^{12} , D^2 и C^{13} , T^3 и C^{14} соответственно.

Плотность потока нейтронов оценивалась по следующему соотношению:

$$\Phi = S \cdot \exp(-\Sigma_a \cdot r) \cdot (4 \cdot \pi \cdot r^2)^{-1},$$

где S – поток нейтронов в единицу времени, с^{-1} ; Σ_a – макроскопическое сечение поглощения, см^{-1} [1]; r – расстояние от источника ИИ до образцов.

Рассчитанная по вышеописанным формулам активность имеет порядок 10^{-9} Бк. Следовательно, если активность образцов будет превышать фоновую активность, это будет свидетельствовать о наличии в них активировавшихся примесей.

Таблетки производились методом горячего формования. Измельченное сырьё разогревались в печи до температуры 200°C , при которой материал становится пластичным. После этого пластичная масса помещалась в пресс-форму диаметром 20 мм. Пресс-форма помещалась под гидравлический пресс ПЛГ-12, где под давлением около 190 МПа материал остывает до полного отвердения.

До проведения экспериментов отсутствовала информация о наличии примесей в образцах. Во избежание возможной наведённой активности, 4 таблетки в первом эксперименте помещались на расстоянии 30 см от источника нейтронов (для минимальной плотности потока нейтронов) в полиэтиленовой призме, где выдерживались в течение суток.

Из результатов 1 эксперимента видно, что активизируемых примесей нет. Во втором эксперименте образцы располагались на расстоянии 0,5 см от источника, причём 1 образец выдерживался в призме с источником 15 минут, 2 – 30 минут, 3 – 45 минут, 4 – 60 минут.

Таблица 1
Результаты измерений наведённой активности, имп. за 30 С

| $N_{\text{эксп.}}$ | Фон | Образец 1 | Образец 2 | Образец 3 | Образец 4 |
|--------------------|----------------|----------------|----------------|----------------|----------------|
| 1 | $13,0 \pm 4,6$ | $13,0 \pm 2,0$ | $17,7 \pm 2,1$ | $13,0 \pm 3,5$ | $11,0 \pm 2,6$ |
| 2 | $8,0 \pm 3,0$ | $8,7 \pm 0,6$ | $9,3 \pm 3,8$ | $6,7 \pm 1,2$ | $6,3 \pm 1,2$ |

Из результатов второго эксперимента видно, что активность каждого образца не превышает фоновое значение, что говорит об отсутствии активированных примесей во вторичном полиэтилене.

Литература

1. Soppera N. JANIS Book of neutron-induced cross-section. OECD NEA Data Bank, 2020. – 2524 p.

2. Бабичев А.П., Бабушкина Н.А., Братковский А.М. и др. Физические величины: Справочник. М.: Энергоатомиздат, 1991. – 1232 с.

АНАЛИЗ ЗАВИСИМОСТИ ХАРАКТЕРИСТИК ИНДУКЦИОННОЙ ПЕЧИ ДЛЯ ОСТЕКЛЫВАНИЯ ЖРО ОТ ТЕПЛОВЫХ ПОТЕРЬ

*Волуца А.В., Егоров М.Ю.
СПбГУАП, Санкт-Петербург*

Цель работы:

1. Рассчитать индукционную установку для остекливания радиоактивных отходов.
2. Проанализировать зависимость характеристик тигельной печи от тепловых потерь.

Ход работы:

Таблица 1.

Характеристики установки при $\Delta P_m = 2,08$ кВт

| <i>Характеристики</i> | <i>Единицы измерения</i> | <i>Величина</i> |
|----------------------------------------|--------------------------|-----------------|
| Длительность плавки | ч | 2,7 |
| Содержание концентрата в стекломатрице | масс. % | до 30 |
| Температура расплава | °С | до 1300 |
| Ёмкость ИТП | т | 0,25 |
| Мощность ИТП | кВт | 14,8 |
| Мощность установки | кВт | 16,3 |
| Напряжение | В | 800 |
| Частота | МГц | 0,72 |
| Производительность ИТП | т/ч | 0,093 |
| КПД установки | | 0,82 |
| Удельный расход электроэнергии | кВт–ч/т | 0,17 |

При увеличении тепловых потерь линейно растет производительность, длительность плавки экспоненциально уменьшается. КПД установки постоянно, так как мощности, потребляемые от

сети без учета и с учетом электрических потерь равно линейно увеличиваются при росте тепловых потерь. Удельный расход электроэнергии постоянен, так как постоянен КПД.

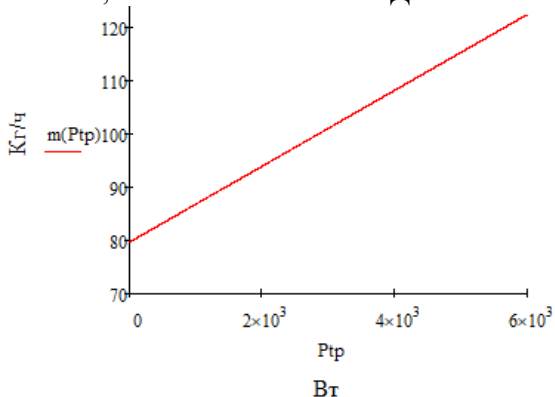


Рис.1. График зависимости производительности от тепловых потерь

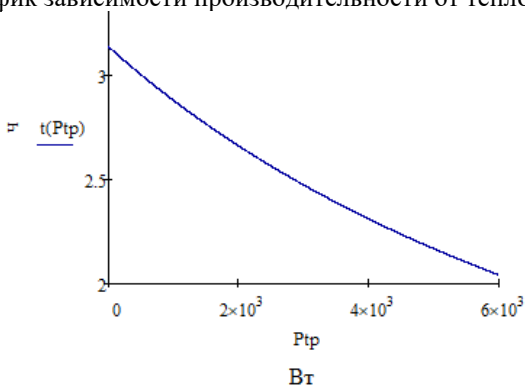


Рис.2. График зависимости длительности плавок от тепловых потерь

Вывод:

1. Была рассчитана индукционная установка для остекловывания радиоактивных отходов.
2. Была проанализирована зависимость характеристик тигельной печи от тепловых потерь.

Литература

1. Сорокин В.Т., Павлов Д.И., Кащеев В.А., Мусатов Н.Д., Баринов А.С. Научные и проектные аспекты остекловывания жидких

радиоактивных отходов АЭС с ВВЭР-1200. Радиоактивные отходы. 2020. № 2 (11). С. 56–65.

ESTIMATION OF THE RADIATION DOSE TO THE PUBLIC DUE TO PREDICTED ATMOSPHERIC EMISSIONS FROM THE ROOPPUR NPP AFTER COMMISSIONING

Ramit Kumar Sadhukhan¹, Synzynys B.I.²

¹Department of Electrical and Electronic Engineering, University of Liberal Arts Bangladesh, Dhaka-1207, Bangladesh

²Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering of NRNU «MEPhI», Obninsk, Russian Federation

A crucial aspect of demonstrating the radio-ecological stability of nuclear power facilities is the assessment of the radiation impact on the population [1]. The external and internal radiation doses to the public using data characterizing the radioactive discharges and emissions from NPP can be determined from measurements of the content of long-lived radionuclides in the components of the natural environment and in food products [2].

Purpose of Work – Estimation of the radiation dose to the public due to predicted atmospheric emissions from the Rooppur NPP (RNPP) after commissioning (People’s Republic of Bangladesh).

Materials and Methods – The public radiation dose from predicted gas-aerosol emissions into the atmosphere is estimated using a point conservative approach using the CROM software program. The study’s main exposure pathways for humans include internal exposures from food consumption and inhalation as well as external exposures from ground pollution and air immersion. According to their proportion to the total dose, the various radionuclides in the RNPP emissions and the radiation exposure pathways are ranked.

Results and Conclusions – Fig. 1 shows that the predicted yearly effective dose of 3.67 $\mu\text{Sv}/\text{yr.}$ to local population at the point of maximum yearly irradiation dose of 800 m is 0.37% of the population dose quota of 1 $\text{mSv}/\text{yr.}$, according to the ICRP Publication 103. Table 1 shows the estimated annual population effective dose and dose contribution from each exposure pathway. The major dose-forming radionuclides would be ^{14}C and ^3H [3], which will account for 78% of total dose while noble gases would contribute 18.1%. The results would help in the surveillance of land adjacent to the RNPP. It is recommended to

include ^{14}C and ^3H in the radio-ecological surveillance program of natural and agricultural ecosystems in Rooppur.

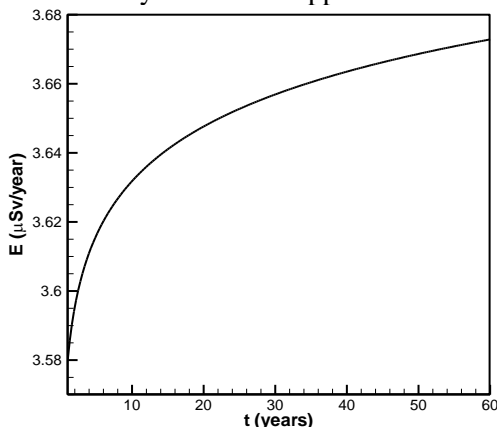


Fig. 1. Dynamics of predicted yearly effective population irradiation dose (adult) in the vicinity of RNPP (800 m) during normal operation for 60 years

Table 1
Estimated annual population effective dose and dose contribution after commissioning of RNPP (two units)

| Exposure Pathway | Annual dose(μSv/yr.) | | Dose contribution(%) | |
|-------------------------|----------------------|-----------------------|----------------------|-----------------------|
| | 1 st year | 60 th year | 1 st year | 60 th year |
| Air immersion | 0.68 | 0.68 | 18.90 | 18.50 |
| Ground deposition | 0.01 | 0.09 | 0.40 | 2.50 |
| Inhalation | 0.02 | 0.02 | 0.30 | 0.40 |
| Food ingestion | 2.88 | 2.88 | 80.40 | 78.50 |
| Total external exposure | 0.69 | 0.77 | 19.30 | 21.00 |
| Total internal exposure | 2.89 | 2.90 | 80.70 | 79.00 |
| Total dose | 3.58 | 3.67 | 100 | 100 |

References

1. O A Momot, T P Nguyen and B I Synzynys 2020 Radiological risk assessment for the population of Vietnam from an exposure to natural and technogenic radionuclides. J. Phys.: Conf. Ser. 1701 012006

2. Panov A.V., Kuznetsov V.K., Tsygvintsev P.N. et al. 2022 Radiation Safety of Agrosphere in the Vicinity of Nuclear Power Plants. Russ. Agricult. Sci. 48 23–29

3. Ramit Kumar Sadhukhan and B I Synzynys 2020 Review of tritium in Bangladesh before commissioning of NPP Rooppur. IOP Conf. Ser.: Mater. Sci. Eng. 976 012009

ОЦЕНКА СОДЕРЖАНИЯ ТЯЖЕЛЫХ МЕТАЛЛОВ В МЕСТНЫХ ПРОДУКТАХ ПИТАНИЯ РАЙОНА РАСПОЛОЖЕНИЯ БЕЛОЯРСКОЙ АЭС

Горбатых Е.С.¹, Сидорова Е.В.², Корнеев Ю.Н.², Панов А.В.^{1,2}

¹ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

²Федеральное государственное бюджетное научное учреждение «Всероссийский научно-исследовательский институт радиологии и агроэкологии», г. Обнинск

Урал является крупнейшим регионом России не только по добыче полиметаллических руд, но и по переработке минерального сырья. Промышленные предприятия Урала производят значительные объёмы выбросов загрязняющих веществ в атмосферу, а Свердловская область входит в пятёрку наиболее неблагоприятных по экологической обстановке регионов России.

Учитывая важность оценки влияния выбросов промышленных предприятий на качество пищевых продуктов необходим тщательный санитарно-гигиенический контроль местной пищевой продукции, который, зачастую, проводится в недостаточном объёме, тем самым подвергая опасности здоровье населения. Рассматривая Белоярскую АЭС (БАЭС) как крупный радиационно-опасный и промышленный объект, в 2013 году создана сеть мониторинга наземных экосистем для оценки экологической обстановки в радиусе 30-км вокруг атомной станции.

Цель работы – оценка влияния эксплуатации реакторов БН-600 и БН-800 на содержание тяжелых металлов (ТМ) в местных продуктах питания района Белоярской АЭС. Предметом исследования является оценка количественного содержания ТМ в сельскохозяйственной и природной пищевой продукции.

В ходе работы создана база данных и проведена обработка результатов исследования по содержанию ТМ в пищевых продуктах.

Населённые пункты (НП) при отборе проб группировали по различным направлениям и расстоянию от БАЭС. Выделили 3 зоны: ближняя зона от атомной станции (0-5 км); зона наблюдения (5-15 км); зона влияния (15-30 км). В выделенных зонах исследованы пищевые продукты аграрных и природных экосистем вблизи 23 поселений. В ближнюю зону входят 2, в зоне наблюдения – 9, а в зоне влияния 12 НП. Общее количество проб продуктов питания за 2013 г. составило – 42 образца, 2019 г. – 47. В продукции растениеводства (зерно, картофель, овощи), животноводства (молоко, мясо, птица) и природных продуктах (грибы, ягоды, рыба) оценивали содержание Pb, Zn, Cd, As, Hg, Mo, Cu, Ni, Co, Cr, Sb, Sr, Mn, V, W, Ba и Fe. Оценка санитарно-гигиенической безопасности продуктов проводилась сравнительным анализом полученных результатов по наиболее токсичным Pb, Cd, As, Hg с нормативами СанПиН 2.3.2.1078-01 [1].

Анализ содержания ТМ в продуктах питания на соответствие СанПиН 2.3.2.1078-01 показал, что большинство значений ТМ удовлетворяют уровням ПДК. Риски превышения нормативов СанПин по содержанию ТМ в пищевых продуктах района размещения БАЭС составили: для ягод по кадмию 25% в 2013 г. и 17% в 2019 г.; для зерна по мышьяку – 29% в 2013 г. и 11% в 2019 г. [2]. По всей видимости, мышьяк в повышенных концентрациях поступает в сельскохозяйственные культуры из почвы при использовании минеральных удобрений, а загрязнение грибов и ягод свинцом обусловлено за счёт атмосферных выпадений от выбросов промышленных предприятий и транспорта.

Показана необходимость дальнейшего санитарно-гигиенического контроля пищевой продукции в зоне влияния БАЭС. При оценке динамики изменения содержания ТМ в продуктах до и после ввода в эксплуатацию БН-800 отмечено, что запуск данного реактора не повлиял на окружающую среду, и не является значимым источником поступления в атмосферу ТМ.

Литература

1. Гигиенические требования к безопасности и пищевой ценности пищевых продуктов. Санитарно-эпидемиологические правила и нормы СанПиН 2.3.2.1078-01. Бюллетень нормативных и методических документов госсанэпиднадзора, 2002.

2. Панов А.В. и др. Тяжелые металлы и мышьяк в почвах района размещения промышленных предприятий и атомной электростанции (на примере Белоярской АЭС) // Известия Томского политехнического университета. Инжиниринг георесурсов. 2022. Т. 333. №7. С. 126-136.

3.

ВЛИЯНИЕ ГАММА-ОБЛУЧЕНИЯ НА МИТОТИЧЕСКУЮ АКТИВНОСТЬ И ЧАСТОТУ АБЕРРАНТНЫХ КЛЕТОК В КОРНЕВОЙ МЕРИСТЕМЕ ПРОРОЩЕННЫХ СЕМЯН *HORDEUM SATIVUM*

*Атамановская Г.А., Астахина С.О., Комарова Л.Н.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Поиск механизмов в растениях, ответственных за развитие стимулирующих эффектов при облучении растений в низких дозах, представляет собой одну из современных проблем радиобиологии. Изменение митотического индекса – один из возможных ответов на стресс у растений. Однако не остаётся до конца изученным связь малых доз облучения и радиационно-индуцированным ростом с изменением митотического индекса накоплением aberrаций [1].

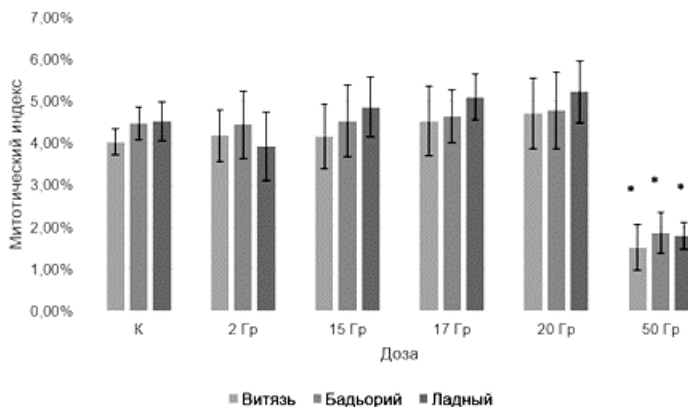


Рис.1. Зависимость МИ от дозы гамма-излучения

* – статистически значимое отличие от контроля при $p < 0.05$

В рамках данного эксперимента использовались три сорта *Hordeum sativum*: Витязь, Ладный и Бадьорий. Исходя из поставленных задач были выбраны следующие дозы облучения: 2, 15, 17, 20, 50 Гр. Источник облучения семян ячменя – установка «ГУР-120» (ФГБНУ ВНИИРАЭ) с источником излучения ^{60}Co с мощностью доза 58 Гр/ч. Целью работы являлось изучить влияние ионизирующего излучения (γ -излучение) на митотический индекс и количество мутаций в клетках корневой меристемы пророщенных семян ячменя посевного.

Проведённое исследование показало, что не существует статистически значимых отличий контроля и доз в 2, 15, 17 и 20 Гр. Доза в 50 Гр является ингибирующей митотическую активность (рис.1).

При этом с увеличением дозы увеличивается частота аберрантных клеток в корневой меристеме (рис.2).

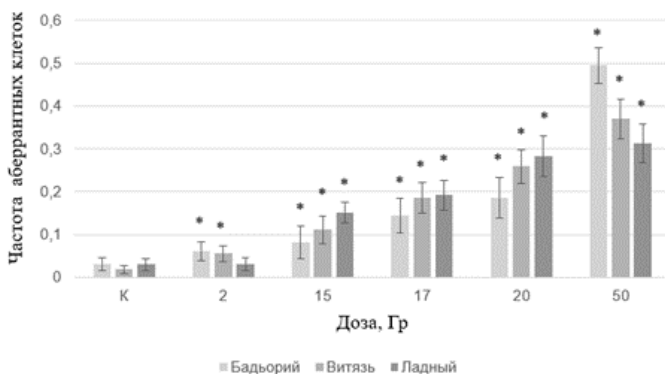


Рис.2 Зависимость ЧАК от дозы гамма-излучения

* – статистически значимое отличие от контроля при $p < 0.05$

Тогда снижение МИ при облучении в дозе 50 Гр можно объяснить тем, что ионизирующее излучение ведёт к увеличению ЧАК и снижению пролиферативной активности корневой меристемы.

Литература

1. Чурюкин, Р.С. Влияние облучения (^{60}Co) семян ячменя на развитие растений на ранних этапах онтогенеза // Радиация и риск – 2013. – т. 22. – № 3. – с. 80-92.

ИЗУЧЕНИЕ СОДЕРЖАНИЯ ЦИНКА, КАДМИЯ, СВИНЦА И МЕДИ В ВОДНЫХ ОБЪЕКТАХ В ЗОНЕ ВЛИЯНИЯ АО «НИФХИ ИМ. Л.Я. КАРПОВА» ЗА ПЕРИОД 2021-2022 ГГ.

*Шпилько М.А., Мельникова Т.В., Удалова А.А.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Вокруг радиационно-опасных объектов (РОО) проводится не только радиационный, но и экологический мониторинг окружающей среды, который включает в себя определение тяжелых металлов.

Целью данной работы является изучение содержания цинка, кадмия, меди и свинца в водных объектах вблизи АО «НИФХИ им. Л.Я.Карпова».

Объект исследования – вода, отобранная вблизи предприятия. Отбор производился из следующих точек: т. 1 (1.1-1.1/8) – водоем, имеющий непосредственный контакт с промплощадкой через трубу, т. 2,3,4 – искусственные водоемы, т.5 – река Дырочная, 6,7 – река Протва до и после очистных сооружений.

Таблица 1

Содержание тяжелых металлов в отобранных пробах за 2021-2022гг.

| № точки | C _{Zn} , мкг/л | C _{Cd} , мкг/л | C _{Pb} , мкг/л | C _{Cu} , мкг/л |
|---------|-------------------------|-------------------------|-------------------------|-------------------------|
| 1 | 0,02-240,00 | 0,07-2,70 | 1,50-18,00 | 1,00-32,00 |
| 2 | 4,60-12,00 | 0,00-0,10 | 2,00-7,70 | 3,80-8,50 |
| 3 | 34,00-660,00 | 0,00-0,34 | 0,00-3,90 | 0,00-13,00 |
| 4 | 0,00-47,00 | - | 3,80-16,00 | 0,00-5,10 |
| 5 | 0,02-3,10 | 0,00-0,16 | 0,28-11,00 | 3,40-18,00 |
| 6 | 0,02-22,00 | 0,07-0,09 | 0,39-4,00 | 1,00-18,00 |
| 7 | 2,90-78,00 | - | 1,90-9,80 | 2,10-21,00 |
| ПДК | 1000 | 1 | 10 | 1000 |

В работе проводилось измерение pH и минерализации потенциометрическим и кондуктометрическим методами, сразу после пробоотбора, а также определялись массовые концентрации цинка, кадмия, свинца и меди в воде методом инверсионной вольтамперометрии на анализаторе типа Та-Lab.

Общий диапазон водородного показателя и минерализации за 2021-2022гг. лежат в пределах 6,9-8,7 и 27,7-552,8 мг/л соответственно. Согласно классификации, все воды относятся к пресным, исключение составили точки 2-4, там воды относятся к ультрапресным. Измеренные значения массовых концентраций тяжелых металлов представлены в таблице 1.

Исходя из таблицы 1 содержание металлов не превышают ПДК для поверхностных вод [1]. Исключение составил искусственный водоем 1, т. 1.1/1 весна 2022г. – $C_{Cd} = 2,70$ мкг/л, лето 2022г. – $C_{Cd} = 1,20$ мкг/л. Превышение может быть связано с влиянием антропогенных источников. Увеличение его концентрации по сравнению с осенью 2021 г. объясняется тем, что при уменьшении рН (с 8,710 до 8,107), усиливается выщелачивание донных отложений с образованием свободного иона Cd^{2+} [2]. Дальнейшее понижение его концентрации объясняется тем же явлением.

Также в точках 1.1/4, 1.1/5 летом 2022г., 5 весной 2022г., 4 летом 2021г. превышение в 1,8, 1,3, 1,1, 1,6 раза соответственно. Данное явление обусловлено как близостью точек водоема 1 и 5 к дороге, так и возможным техногенным источникам загрязнения (искусственный водоем 4) – само предприятие.

Литература

1. Санитарные правила и нормы: СанПиН 2.1.5.980-00. Водоотведение населенных мест, санитарная охрана водных объектов. Гигиенические требования к охране поверхностных вод. – Взамен СанПиН 4630-88; введ. 2001 – 01 – 01. – Москва: ФГБУ "ЦСП" ФМБА России, 2001. – С.18.

2. Кадмий в воде по континууму эстуарий р.Миус - таганрогский залив азовского моря / Ю. А. Федоров, Д. Н. Гарькуша, В.И.Чепурная [и др.]/Географический вестник. — 2021. — № 3. — С. 115-129. — ISSN 2079-7877. — С. 3.

ПРИМЕНЕНИЕ АКТИВАЦИОННОГО И ТРЕКОВОГО МЕТОДОВ АНАЛИЗА В ДОЗИМЕТРИИ НА НЕЙТРОННОМ ГЕНЕРАТОРЕ НГ-24МТ

*Пичкунова А.А.¹, Лычагин А.А.², Корякина Е.В.², Трошина М.В.²,
Сабуров В.О.², Корякин С.Н.^{1,2}*

¹ ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

² МРНЦ им. А.Ф. Цыба, г. Обнинск

Успех лучевой терапии во многом зависит от ряда факторов, среди которых, помимо аппаратного оснащения и рационального плана лечения, важную роль играет исходная радиорезистентность опухолевых клеток. К сожалению, доля радиорезистентных опухолей увеличивается с каждым годом, что приводит к необходимости разработки новых схем облучения с применением плотноионизирующих излучений.

Эффективность нейтронов в борьбе с радиорезистентными опухолями доказана в большом количестве исследований. В связи с тем, что воздействие нейтронного излучения ведет к значительным радиационным поражениям, нейтроны стали применять в схемах сочетанной фотонно-нейтронной терапии. Следует полагать, что и для протонной терапии, которая является более конформной по сравнению с фотонной терапией, вклад нейтронной составляющей позволит существенно повысить эффективность лечения при соблюдении всех требований гарантии качества. Для разработки таких схем сочетанного облучения необходимо получить новые научные знания о закономерностях и механизмах взаимодействия излучений разного качества, научиться прогнозировать биологический ответ опухолевых и нормальных тканей, что требует проведения комплексных радиобиологических исследований, которые невозможны без дозиметрического сопровождения, так как для корректной интерпретации результатов радиобиологических экспериментов необходимо минимизировать погрешности, связанные с физико-дозиметрической стадией планирования эксперимента.

В представленной работе приведены результаты дозиметрических исследований пучка нейтронов с энергией 14,75 МэВ, полученные с помощью методов активационного анализа и трековых

детекторов. Физические и математические основы данных методов подробно описаны в работе [1].

Исследования выполнены на компактном нейтронном генераторе НГ-24МТ (разработка ФГУП ВНИИА им. Н.Л. Духова ГК «Росатом», г. Москва; генератор размещен в каньоне МРНЦ им. А.Ф. Цыба, г. Обнинск), на базе которого разработана отечественная терапевтическая установка. При определении плотности потока нейтронов методом активационного анализа в качестве активирующих реакций использовали реакции $^{63}\text{Cu}(n,2n)^{62}\text{Cu}$ и $^{27}\text{Al}(n,p)^{27}\text{Mg}$. Регистрацию наведенной гамма-активности проводили с помощью гамма-спектрометра со сцинтиляционным детектором NaJ(Tl) и многоканальным анализатором АЦП-USB-8К-В фирмы «АСПЕКТ».

Эффективность регистрации гамма-линий определяли с помощью стандартных образцовых источников (ОСГИ) ^{22}Na , ^{137}Cs , ^{60}Co , ^{152}Eu . Для определения потока нейтронов с помощью метода трековой дозиметрии использовали изотопы ^{235}U (в Cd оболочке) и ^{238}U . Подсчет треков производили с помощью светового микроскопа («Микромед 3 (вар. 3-20М)», Россия).

Полный выход нейтронов из мишени генератора, определенный с помощью трекового и активационного методов, составил соответственно $2,75 \times 10^{10}$ н/с и $2,72 \times 10^{10}$ н/с. Полученные разными методами значения выхода нейтронов хорошо согласуются и соответствуют заявленным разработчиком характеристикам генератора НГ-24. Таким образом, использованные в работе дозиметрические методы могут применяться в физико-дозиметрическом сопровождении радиобиологических экспериментов и клинических испытаний.

Литература

1. Лычагин А.А., Корякина Е.В., Ульяненко С.Е. Дозиметрия смешанных гамма-нейтронных радиационных полей на малогабаритных нейтронных генераторах импульсного и непрерывного нейтронного излучения // Медицинская физика. – 2015. – Т 67. – № 3. – С. 15-23.

**ИССЛЕДОВАНИЕ ВЛИЯНИЯ ФИТОПЛАНКТОНА И
DREISSENA POLYMORPHA НА ПРОЦЕССЫ,
ПРОТЕКАЮЩИЕ В ВОДОЁМАХ-ОХЛАДИТЕЛЯХ
КАЛИНИНСКОЙ АЭС**

*Морус Е.В., Рассказова М.М.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Нормальная работа системы технического водоснабжения электростанции возможна только в том случае, если качество поступающих в нее вод находится не ниже определенного уровня. Так, в сильно эвтрофированных водоемах-охладителях значительное содержание органических веществ в воде приводит к образованию на внутренней поверхности теплообменных агрегатов бактериальной пленки, из-за чего эффективность их работы снижается. Другое следствие эвтрофирования вод – вегетация фитопланктона, сопровождаемая интенсивным процессом накипеобразования. Значительные помехи в работе системы технического водоснабжения создают организмы, формирующие обрастания водоводов.

Серьезные затруднения в эксплуатации систем технического водоснабжения электростанций возникают при массовом развитии в водоемах охладителях двустворчатого моллюска *Dreissena polymorpha*. Биопомехи, создаваемые этим видом, неоднократно приводили к нарушению нормальной работы различных энергетических объектов.

В данной работе представлен лабораторный комплекс, представляющий возможность выращивать в экспериментальном водоеме-охладителе различные виды микроорганизмов. Данный комплекс представлен специальным аквариумом с имитатором погружного трубчатого нагревательного элемента, системой контроля и поддержания температурного режима, гидронасосом для создания вынужденной циркуляции и теплообмена, погружным фотоколориметром, стендом для измерения термического сопротивления и теплопроводности слоя биомассы на поверхности теплообмена.

Также ведется тесное сотрудничество с отделом Биобезопасности Калининской АЭС, которая предоставила доступ данным экологического мониторинга состояния окружающей среды вокруг с КалАЭС.

Из данных, представленных КалАЭС можно сделать вывод, что экологическое состояние системы Удомля-Песьво удовлетворительное: фактическая концентрация загрязняющих веществ не превышает установленных нормативов. Причиной увеличения биомассы фитопланктона является тепловое загрязнение. Анализ отчетов показал, что ключевым фактором является увеличение диапазона температур в течение года.

Модельный объект для исследования процессов образования и развития фитопланктона и *Dreissena polymorpha* в водоёме-охладителе находится в стадии завершения, но его техническое оснащение в процессе разработки.

Выявленные гидротехнические характеристики позволят спланировать гидробиологический мониторинг и создать базу данных для анализа динамики мощности биообрастания.

Литература

1. Отчет по экологической безопасности Калининской АЭС за 2021 год - АО «КОНЦЕРН РОСЭНЕРГОАТОМ», 2021
2. Отчет по экологической безопасности Калининской АЭС за 2020 год - АО «КОНЦЕРН РОСЭНЕРГОАТОМ», 2020
3. Предупреждение развития биообрастания системы техводоснабжения как один из аспектов безопасности эксплуатации АЭС / М. И. Орлова, А. В. Попов, А. Ю. Виноградов [и др.] // Безопасность АЭС и подготовка кадров : тезисы докладов XIV международной конференции, Обнинск, 25–27 ноября 2015 года.

РАСЧЕТНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ РАДИАЦИОННО-ЗАЩИТНЫХ СВОЙСТВ ПОЛИДИМЕТИЛСИЛОКСАНА И ПОЛИУРЕТАНА С НАПОЛНИТЕЛЯМИ ИЗ НАНОПРОШКОВ ZNO

Гречишкин Р.О., Самбурских Д.С., Аладаилах М.В., Ташлыков О.Л.

УрФУ, г. Екатеринбург

Защита от источников ионизирующего излучения (ИИИ) всегда оставалась серьезной проблемой в области ядерной энергетики. Экранирование современных ядерно-технических установок составляет значительную часть стоимости объекта и может достигать величины порядка 20-30 %.

Широкое применение ядерных технологий во многих областях промышленности продвигает исследования по поиску новых эффективных материалов радиационной защиты.

Оптимизация состава радиационно-защитных материалов (РЗМ) 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].

Полимерные композитные материалы занимают важную нишу в экранировании радиоактивных источников в силу ряда преимуществ (гибкость, возможность изготовления РЗМ с заданным составом поглотителей и т.д.) [2].

Для создания экранирующих покрытий могут быть использованы соединения из микро- и наноматериалов, диспергированных в полимерной матрице. Ослабление достигается за счет сочетания свойств наполнителя и материала матрицы [3].

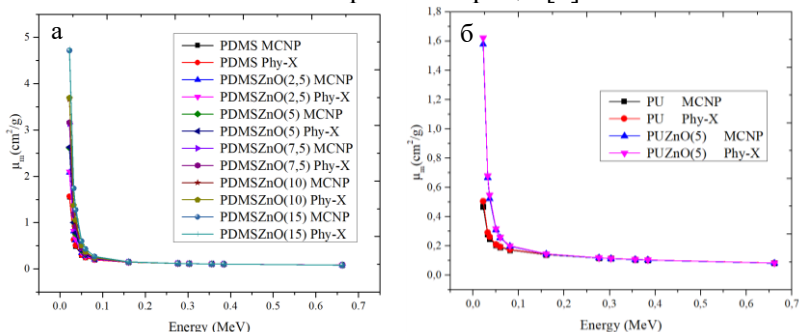


Рис. 1. Зависимость массового коэффициента ослабления от энергии гамма-излучения: для полидиметилсилоксана (а); для полиуретана (б)

По результатам работы видно, что полидиметилсилоксан и полиуретан с добавлением ZnO обладают наилучшими радиационно-защитными свойствами от гамма-излучения в диапазоне энергий от 0,02 до 0,1 МэВ.

В данной работе исследованы радиационно-защитные свойства полидиметилсилоксана и полиуретана с добавлением нанопорошков ZnO. Расчеты массового коэффициента ослабления производились с использованием программного обеспечения MCNP и Phy-X в диапазоне энергий 0.02216–0.66162 МэВ.

На рисунке 1 показаны результаты расчета массового коэффициента ослабления для образцов (PDMS+ZnO) и (PU+ZnO) в зависимости от энергии фотонов.

Литература

1. А.Ф. Михайлова, О.Л. Ташлыков, Пути реализации принципа оптимизации в радиологической защите персонала // Ядерная физика и инжиниринг, - 2018, том 9, № 4, с. 393–401.

2. О.Л. Ташлыков, С.Е. Щеклеин и др. Экспериментальное исследование защит от гамма-излучения органо-металлических композиций // Глобальная ядерная безопасность. 2015. № 2 (15). С. 49-55.

3. R.C. Singleterry Jr, S.A. Thibeault. Materials for low-energy neutron radiation shielding. – Hampton, 2000.

МЕТОДИЧЕСКИЕ ПОДХОДЫ К ОЦЕНКЕ ДОЗОВЫХ НАГРУЗОК ПЕРСОНАЛА ПРИ РАБОТЕ С ТРИТИЕМ

Сидоренко С.А.¹, Эдомская М.А.¹, Лукашенко С.Н.¹ Михайлов А.В.², Удалова А.А.²

*¹ФГБНУ ВНИИРАЭ, г. Обнинск
²ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Радиационный контроль за дозами внешнего и внутреннего облучения персонала на предприятиях является неотъемлемой частью проведения работ с радиоактивными веществами (РВ) и радиоактивными отходами (РАО).

Работы с источниками ионизирующего излучения (ИИИ) делятся на работы с закрытыми и с открытыми источниками. В свою очередь открытые ИИИ делятся на твердые, жидкие и газообразные. Контроль при работе с газоаэрозольными источниками ионизирующего излучения имеет свои особенности. Одним из таких источников ионизирующего излучения является тритий (Т).

Тритий — радиоактивный изотоп водорода. В природе содержится в незначительных количествах. Опасность трития определяется его высокой проникающей способностью.

Цель настоящей работы рассмотреть методические подходы к оценке дозовых нагрузок персонала при работе с тритием.

Оценка внешних дозовых нагрузок сводится к расчету зависимости эквивалентной дозы от концентрации Т в помещении. Оценка внутренних доз может осуществляться двумя основными методами:

1. Расчетным методом. Зная концентрацию Т в помещении, а также среднюю величину объема вдыхаемого воздуха, можно оценить дозы внутреннего облучения расчетным методом для каждого сотрудника с учетом оценки индивидуальных параметров дыхания (например, спирографии). Погрешность расчетного метода будет довольно высокой, поэтому расчет по индивидуальным параметрам носит больше научный характер. Для служб радиационного контроля целесообразно создание упрощённой модели, при которой будет дана оценка доз облучения в среднем. Возможно, рассмотреть варианты создания таблицы доз. Исходя из среднегодового объема дыхания взрослого человека [1,2], концентрации трития в воздухе рабочей зоны, можно составить таблицу доз внутреннего облучения относительно времени работы.

2. Методом оценки содержания в тканях и жидкостях. Тритий выводится из организма человека по экспоненциальному закону с мочой. Поскольку период полувыведения трития с мочой человека оценивается по разным источникам в течение 4-18 суток. Определение содержания трития в моче является наиболее подходящим и доступным методом для дозиметрического контроля.

Наиболее распространенный метод анализа содержания трития в образцах мочи является метод жидкостного сцинтилляционного анализатора. Определение трития в моче может осуществляться двумя вариантами – прямое определение и с предварительной пробоподготовкой.

Прямой метод определения предусматривает анализ содержания трития в отобранной аликвоте мочи без предварительной пробоподготовки. Недостатком данного метода является наличие в моче белковых соединений, влияющих на качество анализа. Например, при анализе на спектрометре Tri-Carb аликвота мочи не должна превышать 3 мл.

В качестве метода с предварительной пробоподготовкой, как правило, используют метод перегонки (дистилляции). Недостатками данного метода является невозможность его использования в оперативном контроле в силу увеличения времени анализа, повышение трудоёмкости проведения анализа, а также необходимость дополнительного химического оборудования.

Таким образом для контроля на предприятии наиболее подходящим являются методы расчета исходя из содержания трития в воздухе рабочей зоны и прямого определения содержания трития в моче персонала.

Литература

1. Нормы радиационной безопасности НРБ-99/2009. Санитарные правила и нормативы СанПиН 2.6.1.2523-09
2. Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ-99/2010). Санитарные правила и нормативы СП 2.6.1.2612-10

ИССЛЕДОВАНИЕ ВЛИЯНИЯ ВЛАЖНОСТИ ПОЧВЫ НА КОЭФФИЦИЕНТ НАКОПЛЕНИЯ ПЛУТОНИЯ С/Х РАСТЕНИЯМИ

*Шаврина К.Е.¹, Эдомская М.А.¹, Лукашенко С.Н.¹, Шурик А.А.¹,
Братухин Н.О.¹, Лаврентьева Г.В.^{2,3}
¹ ФГБНУ ВИИРАЭ, г. Обнинск
² ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск
³ КФ МГТУ им. Н.Э. Баумана, г. Калуга*

Анализ литературных данных по накоплению плутония растительностью указывает на высокую вариабельность коэффициентов накопления (Кн) плутония, что делает актуальным исследования по определению механизмов, влияющих миграционную способность и доступность его для растений.

Одним из важнейших факторов внешней среды, от которого зависит химическое состояние органических и минеральных компонентов почв, является режим увлажнения. Развитие окислительно-восстановительных процессов и изменение кислотности почв в результате высушивания или избыточного увлажнения, оказывают

значительное влияние на подвижность металлов, вызывая их осаждение, растворение, а также образование комплексных соединений различной прочности с органическим веществом, глинистыми минералами и другими почвенными компонентами. В наибольшей мере таким превращениям подвержены элементы с переменной валентностью.

Цель настоящей работы исследовать зависимости коэффициентов накопления $^{239+240}\text{Pu}$ в системе «почва-сельскохозяйственное растение» от влажности почв для лука сорта «Центурион».

Проведение вегетационных экспериментов осуществляли в соответствии со стандартными методиками агрохимии. В качестве почвы использована дерново-подзолистая супесчаная окультуренная почва с внесенными удобрениями. Период вегетационный составлял 33 дня.

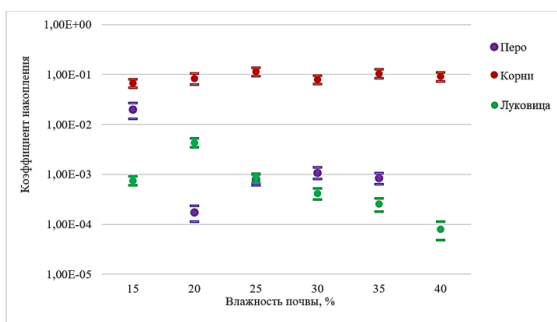


Рис. 1 Кн для лука сорт Центурион

Отбор проб растений производили с разделением на перо лука, луковицы и корни. Анализ содержания изотопов плутония проводили методом альфа-спектрометрии с предварительным радиохимическим выделением.

Зависимость коэффициентов накопления, полученных в ходе вегетационных опытов, от влажности почв представлены на рисунке 1.

В ходе вегетационных экспериментов установлено, что особенности накопления плутония в зависимости от увлажнения почв неодинаковы для отдельных органов сельскохозяйственного растения.

Для пера лука и луковиц наблюдается снижение K_n плутония по мере увеличения влажности почвы с $2,0 \cdot 10^{-2}$ до $8,4 \cdot 10^{-4}$ и с $7,5 \cdot 10^{-4}$ до $8,0 \cdot 10^{-5}$ соответственно.

Для корневой части не наблюдается какой-либо значимой зависимости K_n плутония от влажности почв. Среднее значение составило $8,9 \cdot 10^{-2}$.

Литература

1. Клечковский В.М., Петербургский А.В. (ред.). Агрохимия: Учебное пособие. – Колос, 1967. 583 с.
2. Edomskaaya M.A. et al. Estimation of radionuclides global fallout levels in the soils of CIS and Eastern Europe territory //Journal of Environmental Radioactivity. – 2022. – Т. 247. – С. 106865. <https://doi.org/10.1016/j.jenvrad.2022.106865>

СРАВНИТЕЛЬНЫЙ АНАЛИЗ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ МОДЕЛИРОВАНИЯ MCNP6.2 И КОДА RHITS РАДИАЦИОННО-ЗАЩИТНЫХ СВОЙСТВ ПОЛИПРОПИЛЕНА, ЗАПОЛНЕННОГО СЛАНЦЕВОЙ ЗОЛОЙ, И ПОЛИМЕРНЫХ КОМПОЗИТОВ, СОСТОЯЩИХ ИЗ ХЛОРИРОВАННОГО ПОЛИВИНИЛХЛОРИДА

*Кувшинова Е.В, Пыльцова Д.О, Аладаилах М.В, Ташлыков О.Л.
УрФУ, г. Екатеринбург*

При проектировании составов радиационно-защитных материалов (РЗМ) должен использоваться принцип оптимизации радиационной защиты персонала [1]. При этом необходимо учитывать характеристики ослабления, механические свойства, включая отсутствие токсичных элементов.[2]. Среди композитных РЗМ особое внимание уделяется полимерам. Важным требованием к композитам РЗМ является равномерное распределение поглотителя в матрице. Целью этой работы является расчетная оценка свойств ослабления полимерами $[(C_3H_6)_n]$ с содержанием горючей сланцевой золы (СЗ) от 0% до 40% - образцы T11-T15) и хлорированным поливинилхлоридом (ХПВХ) $(C_2H_3Cl)_n$ с содержанием СЗ от 0% до 30% - образцы T21-T27).

Эффективным методом анализа физических задач, когда экспериментальные условия ограничены или труднодостижимы, является метод Монте-Карло, который используется в вычислительном коде MCNP 6.2. Для различных материалов он используется при расчете массовых коэффициентов ослабления излучения и других коэффициентов экранирования.

Используя правило смешивания, массовый коэффициент ослабления вычисляется следующим образом, чтобы определить вероятность взаимодействия падающего фотона с материалами образцов:

$$\mu_m = \left(\frac{\mu}{\rho}\right) = \sum_i w_i \left(\frac{\mu}{\rho}\right)_i,$$

где $\left(\frac{\mu}{\rho}\right)_i$ – массовое ослабления исследуемых образцов, w_i – массовая доля для каждого элемента.

Значения коэффициентов массового ослабления для расчетных композиций полипропилена T11-T15, найденные с использованием базы данных PHITS, WinXCOM, и смоделированные с помощью кода MCNP6 представлены на рис.1.

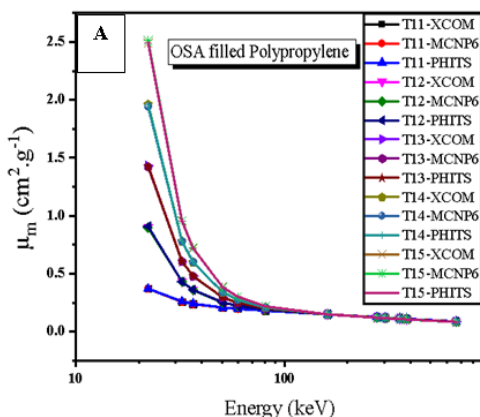


Рис. 1. Изменение μ_m в диапазоне энергии падающего фотона 22,16-661,62 кэВ для образцов T11-T15

Было обнаружено, что существует хорошая корреляция между теоретическими результатами и результатами моделирования. Массовый коэффициент ослабления (μ_m) образцов полипропилена

и хлорированного поливинилхлорида были увеличены добавлением СЗ. Композит СЗ и ХПВХ может рассматриваться, как один из потенциальных защитных материалов для ослабления гамма-излучения.

Литература

1. А. Ф. Михайлова, О. Л. Ташлыков. Пути реализации принципа оптимизации в радиологической защите персонала. - Ядерная физика и инжиниринг том 9, 2018

2. O. Basgoz., O. Guler, E. Evin, Yavuz, C., et al., «Synthesis and structural, electrical, optical, and gamma-ray attenuation properties of ZnO-multi-walled carbon nanotubes (MWCNT) composite separately incorporated with CdO, TiO₂, and Fe₂O₃»//Ceramics International, - 2022

МОНИТОРИНГ РАДИАЦИОННОЙ ОБСТАНОВКИ ЗАЛИВОВ СТЕПОВОГО, ЛИТКЕ И ПРИБРЕЖНОЙ ЗОНЫ В РАЙОНЕ П. АМДЕРМА В 2020 - 2021 ГОДУ

*Артемьев Г.Б., Епифанов А.О., Каткова М.Н., Уваров А.Д.,
Тарасенко А.О., Карцева А.И., Полухина А.М.,
Ромашин Д.В., Зубачева А.А., Кузьмин В.С.
ФГБУ «НПО «Тайфун», г.Обнинск*

В рамках государственной программы РФ «Охрана окружающей среды» ФГБУ «НПО «Тайфун» совместно с Северным УГМС в 2020 и 2021 году провели две экспедиции по радиационному мониторингу нескольких районов Арктической зоны РФ.

В 2020 году состоялась экспедиция на НИС «Иван Петров» по радиационному мониторингу залива Степового и Литке на архипелаге Новая Земля, а также района п. Амдерма на побережье Карского моря. Более подробная информация об этой экспедиции представлена в [1].

Экспедиция 2021 года была продолжением работ по мониторингу выбранных в 2020 году районов, только вместо залива Литке, который был выбран в качестве фонового района обследования, был выполнен отбор проб в одном из районов Новоземель-

ской впадины. Работы также были ориентированы и на оценку фоновых уровней загрязнений прибрежной зоны Карского моря в районе п. Амдерма.

Анализ проб в условиях лаборатории был выполнен на базе ФГБУ «НПО «Тайфун», некоторые выборочные пробы донных отложений были проанализированы в НИЦ «Курчатовский институт». Получены результаты по содержанию Cs-137, Sr-90, Pu-239+240 в донных отложениях, водорослях, поверхностном и придонном слое морской воды. Морская вода также была проанализирована на содержание H-3.

Результаты анализа донных отложений и морской воды в районе залива Степового в целом соответствовали данным, полученным по результатам совместной российско-норвежской экспедиции 2012 года. Например, в донных отложениях значения содержания Cs-137 составили от 1 до 10 Бк/кг сухого веса (далее Бк/«кг сух.») для внешней части залива и от 1 до 35 Бк/кг сух. для его внутренней части. Практически весь Cs-137 в воде находится в растворе, а его содержание, как в поверхностном, так и в придонном слое в целом находится на уровне от 0,5 до 2,0 Бк/м³.

В заливе Литке в донных отложениях значения содержания Cs-137 составили от 1 до 10 Бк/кг сух., содержание в фильтрате воды поверхностного слоя от 1,0 до 2,0 Бк/м³.

В прибрежной зоне Карского моря в районе п. Амдерма донные отложения песчаного типа и значения содержания Cs-137 в них в основном около 1 Бк/кг сух., а в фильтрате воды поверхностного слоя от 0,5 до 2,0 Бк/м³.

При этом необходимо отметить, что во внутренней части залива Степового в выборочных пробах были зафиксированы значительно более высокие уровни содержания Cs-137 как в придонном слое воды (около 15 – 20 Бк/м³), так и в донных отложениях 600 – 800 Бк/кг сух. (для слоя 0 – 2 см). Послойный анализ нескольких таких проб выявил содержание Cs-137 на уровне 900 – 1000 Бк/кг сух., Co-60 на уровне 1,7 – 3,3 Бк/кг сух. и Sr-90 на уровне 14 – 30 Бк/кг сух. для нарезки по 1 см в слоях от 2 до 8 см.

В рамках работ планируется создание базы данных для накопления информации по таким обследованиям.

Несмотря на отсутствие значительных загрязнений, работы по мониторингу радиационной обстановки в указанных районах

целесообразно продолжать как для уточнения состояния затопленных РАО, так и с учётом планов по их подъёму, например, АПЛ К-27, затопленной во внешней части залива Степового.

Литература

1. Артемьев Г.Б., Епифанов А.О., Корунов А.О. и др. Морская экспедиция по мониторингу радиоактивного загрязнения заливов Степового и Литке в 2020 году, а также прибрежного района п. Амдерма. – Материалы международной конференции «60 лет общегосударственной радиометрической службе России» - Обнинск, 19-21 октября 2021 г. – с.18.

ИССЛЕДОВАНИЕ РАСПРЕДЕЛЕНИЯ ПЛУТОНИЯ ПО ГРАНУЛОМЕТРИЧЕСКИМ ФРАКЦИЯМ ПОЧВЫ ЗОНЫ ЧЕРНОБЫЛЬСКИХ ВЫПАДЕНИЙ

*Братухин Н.О.¹, Эдомская М.А.¹, Лукашенко С.Н.¹, Шурик А.А.¹,
Шаврина К.Е.¹, Полякова Л.П.²*

¹ ФГБНУ ВИИРАЭ, г. Обнинск

² ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

Распределение радионуклидов в экосистемах определяется в значительной степени их формами нахождения в почвах. Одним из параметров, характеризующих миграционные особенности плутония, является его распределение по грансоставу почвы [1].

Оценку количественного распределения плутония по гранулометрическим фракциям осуществляют с помощью коэффициента обогащения. $K_o = C_{фр}/C_{исх}$

$C_{фр}$ - удельная активность радионуклида во фракции

$C_{исх}$ - удельной активности в исходной почве.

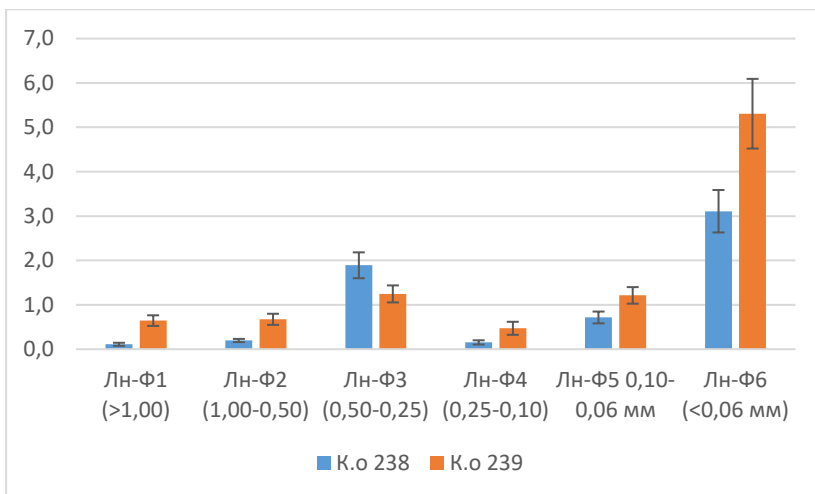


Рис. 1. Коэффициенты обогащения изотопов плутония в различных фракциях

В рамках настоящей работы проведена оценка содержания изотопов плутония в разных фракциях почвы и коэффициенты их обогащения для территории Полесского государственного радиационно-экологического заповедника. В апреле 2021 года, для последующего анализа была отобрана проба почвы на глубину до 20 см.

Гранулометрический состав почвы определялся по методике ГОСТа 10900–84 [2].

Результаты анализа образцов почвы разных фракций представлены для фракций Лн-Ф1 (гравий), Лн-Ф2 (крупный песок), Лн-Ф3 (средний песок), Лн-Ф4 и Лн-Ф5 (мелкий песок), Лн-Ф6 (крупная пыль) на рисунке 1.

Результаты показывают, что коэффициенты обогащения в гранулометрических формах варьируют в диапазоне от 0,01 до 5,30 для изотопов плутония-238 и от 0,6 до 5,3 для изотопов плутония-239+240.

В пробе Лн-Ф5, соответствующей гранулометрической фракции 0,10–0,06 мм, наблюдается концентрирование по $^{239+240}\text{Pu}$. Для проб Лн-Ф3 и Лн-Ф6 наблюдается концентрирование как по $^{239+240}\text{Pu}$, так и по ^{238}Pu .

Наибольшая концентрация радионуклидов достигается во фракции пробы, соответствующей фракции менее 0,06 мм.

Литература

1. С. Н. Лукашенко, М. А. Эдомская. Плутоний в окружающей среде: источники, механизмы распространения, концентрации / радиационная биология, радиоэкология, 2021, том 61, № 4, с. 405–435.
2. ГОСТ 10900-84. Методы определения гранулометрического состава. Разработан и внесен Министерством химической промышленности СССР. Дата введения 01.07.85.

ИССЛЕДОВАНИЕ ВОЗМОЖНОСТИ СВС-СИНТЕЗА МАТРИЧНОГО МАТЕРИАЛА НА ОСНОВЕ АЛЮМИНАТА НЕОДИМА, ПРЕДНАЗНАЧЕННОГО ДЛЯ ИММОБИЛИЗАЦИИ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

*Петров Д.А., Семенов А.О.
НИ ТПУ, г.Томск*

Наиболее популярными методами иммобилизации РАО являются цементирование и остекловывание. Такие методы не дают гарантий при захоронении на длительный срок (~1000 лет). [1]

Альтернативой остекловыванию является применение искусственных керамических материалов, однако их распространение затруднено ввиду сложности получения. В настоящее время изучается возможность применения СВС технологий для изготовления таких матричных материалов. Основным преимуществом технологии СВС является возможность получения соединения с необходимыми характеристиками. [2]

Получение матричного материала на основе алюмината неодима методом СВС невозможна вследствие эндоэнергетичности процесса, необходимо использовать вторичную реакцию с большим энергетическим выходом. В качестве исходной реакции предлагалось использовать реакции синтеза никельалюминия, диборида ванадия, дисилицида титана, нитрида циркония, карбида титана, диборида титана.

Был проведен термодинамический анализ предложенных реакций образования алюмината неодима. Квантовая модель Дебая,

используемая в данной работе, позволяет получить более точные данные в области высоких температур.

Основным условием для определения адиабатической температуры является равенство энтальпий исходных веществ при начальной температуре и конечных продуктов при адиабатической температуре:

$$\sum_{i=1}^m (H(T_{Ад}) - H(T_0))_i = Q. \quad (1)$$

Для соединения $TiSi_2$ максимальная доля включения разбавителя 26 % масс. при температуре предварительного подогрева 700 К.

При синтезе с использованием диборида ванадия максимальная доля материалов, которую можно иммобилизовать составляет 35 % масс. при начальной температуре 1000 К.

Использование TiB_2 , TiC и ZrN приводит к термическому разложению алюмината неодима.

Использование никельалюминия позволяет добиться степени разбавления системы в 36 % масс. при предварительной температуре подогрева 700 К. На рисунке 1 представлена зависимость адиабатической температуры горения от степени разбавления для никельалюминия.

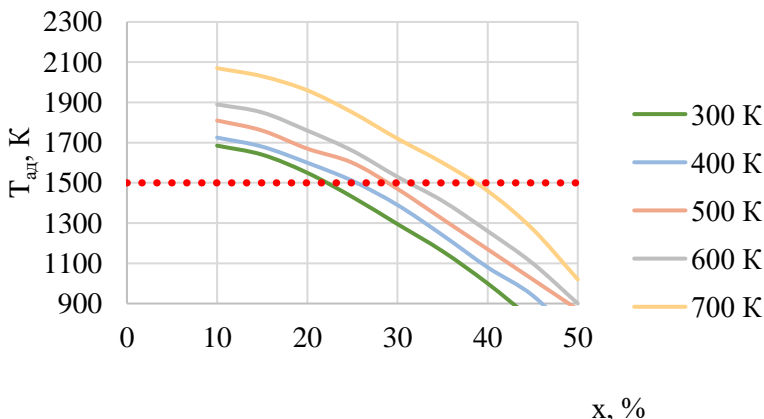


Рис. 1. Зависимость адиабатической температуры горения от степени разбавления для никельалюминия

Лабораторные эксперименты показали, что максимальная доля алюмината неодима получена в образце с 30 % масс. содержанием $\text{Nd}_2\text{O}_3\text{-Al}_2\text{O}_3$ и плотностью системы, равной $5,15 \text{ г/см}^3$. При повышении содержания имитатора реакция затухает.

Литература

1. Скачек, М. А. Радиоактивные компоненты АЭС: обращение, переработка, локализация: учебное пособие для вузов / Скачек М. А., – Издательский дом МЭИ, 2014. – 552 с.
2. 10. Перевало С.А. Инкорпорирование актиноидов в минералоподобные матрицы // Российский химический журнал. – 2005. – Т.XLIX. – №.2 – с.107-114.

РАСЧЕТНОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ РАДИАЦИОННО-ЗАЩИТНЫХ СВОЙСТВ ПОЛИДИМЕТИЛСИЛОКСАНА И ПОЛИУРЕТАНА С ДОБАВКАМИ НАНОПОРОШКА TiO_2

*Самбурских Д.С., Гречишкин Р.О., Аладаилах М.В.,
Таилыков О.Л.
УрФУ, г. Екатеринбург*

Рост использования атомной энергии во многих отраслях народного хозяйства, таких как: энергетика, медицина, сельское хозяйство, наука и техника - все больше актуализирует проблемы защиты персонала объектов использования атомной энергии от ионизирующего излучения. Одним из основных и наиболее эффективных способов защиты от ионизирующего излучения был и остается физическая защита экранированием.

Для оптимизации составов радиационно-защитных материалов необходимо иметь представление о планируемых условиях облучения (например, тип ионизирующего излучения и его энергия) [1].

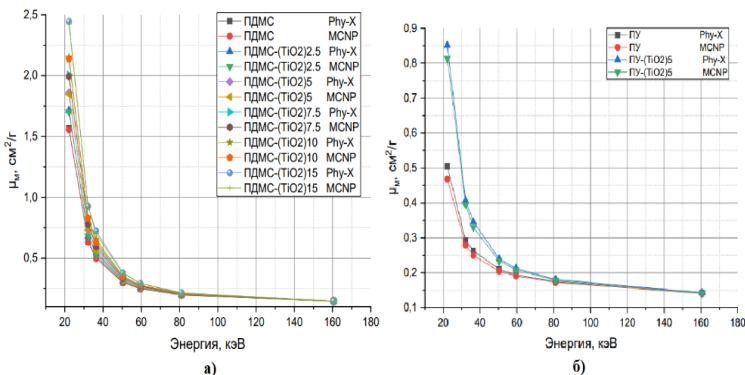


Рис. 1. Зависимость массового коэффициента ослабления для составов на основе ПДМС (а) и ПУ (б)

Как известно для изготовления защитных экранов, использующихся для защиты от γ -излучения, применяют материалы с высокой плотностью и большим номером [2].

С целью оптимизации состава радиационной защиты были исследованы различные составы радиационно-защитных материалов (РЗМ) на основе полидиметилсилоксана (ПДМС) и полиуретана (ПУ) с добавками в виде нанопорошка диоксида титана TiO₂.

Результаты исследования массового коэффициента ослабления исследуемых составов на основе ПДМС и ПУ с помощью расчетного кода Phy-X [3] и математического моделирования в программе MCNP приведены на рисунке 1.

Результаты исследования показали, что добавка нанопорошка диоксида титана в матричный компонент в значительной мере увеличивает коэффициент массового ослабления в областях энергий от 20 до 80 кэВ, и как следствие, улучшает радиационно защитные свойства состава.

Литература

1. А.Ф. Михайлова., О.Л. Ташлыков. Пути реализации принципа оптимизации в радиологической защите персонала // Ядерная физика и инжиниринг. 2018, том 9, № 4, с. 393-401.
2. О.Л. Ташлыков, С.Е. Щеклеин и др. Экспериментальное исследование защит от гамма-излучения органо-металлических

композиций // Глобальная ядерная безопасность. 2015. № 2 (15). С. 49-55

3. Phy-X. PSD: Photon Shielding and Dosimetry [Электронный ресурс]. URL: <https://phy-x.net/module/physics/shielding/> (дата обращения: 06.11.2022).

ВЛИЯНИЕ РАБОТЫ АТОМНЫХ СТАНЦИЙ НА ЭКОЛОГИЮ ОКРУЖАЮЩЕЙ СРЕДЫ

Гончарова Н.М.¹, Егоров М.Ю.^{1,2,3}

¹СПбГУАП, Санкт-Петербург

²СПбПУ Петра Великого, Санкт-Петербург

³СПбГЛТУ, Санкт-Петербург

Энергия считается важным фактором удовлетворения потребностей человека, а также стимулирования и поддержания роста экономики и уровня жизни. Статистические данные о потреблении энергии в мире за последние годы показывают, что мировое потребление увеличилось примерно на 50% менее чем за 10 лет. Атомная энергия осваивается и используется в промышленном масштабе. Доля выработки электроэнергии атомными станциями в России составляет 20% от производимого электричества. В Европейской части страны доля атомной энергетики 30%, а на Северо-Западе – 37%. Часть потребностей в электроэнергии. На основании последних исследований влияния энергии на окружающую среду стало очевидным, что отдельные государства не являются изолированными в этом отношении и что действия одной страны могут легко нанести ущерб окружающей среде в соседнем государстве. Хотя АЭС не выбрасывают летучей золы, ядовитых газов как электростанции, работающие на ископаемом топливе, утечка радиоактивности из продуктов ядерного деления – повод для беспокойства общественности в связи с расширением использования атомной энергии, несмотря на меры контроля и предосторожности [1].

В период инженерной подготовки территории и строительства АЭС, как и при строительстве любого крупного промышленного объекта, неизбежно происходит отчуждение требуемых для строительства площадей и выведение их из хозяйственной деятельности. Негативное воздействие строительства АЭС на окружающую

среду выражается в изменениях ландшафтного облика площадки строительства; запылении воздуха; выбросах сварочных аэрозолей, окиси углерода, окислов азота и серы, аэрозолей свинца, углеводородов. Отработавшие топливные элементы, удаляемые из реакторов при перегрузке топлива, являются наиболее радиоактивным материалом в топливном цикле. Основную опасность представляет высокий уровень гамма-излучения в результате распада радио – активных продуктов деления. Отработавшие элементы помещаются в глубокие резервуары с водой, известные под названием бассейнов выдержки, и находятся там в течение определенного времени [2]. Необходимо хранить их в этих бассейнах так, чтобы не дать возможность значительному количеству делящегося материала образовать критическую конфигурацию. После того, как короткоживущие продукты деления распались до низких уровней активности — на что требуется несколько месяцев, топливо можно перерабатывать. В современном мире разрабатываются и совершенствуются технологии обращения с отходами, направленные на уменьшение их количества. Для снижения объема твердых радиоактивных отходов существуют свои методы, в первую очередь, это прессование. Последний этап обращения с РАО, позволяющий полностью устранить исходящую от них опасность – размещение в специализированных хранилищах.

Атомные станции не загрязняют окружающую среду такими веществами, как дымовые газы, зола, сбросные воды, что содержат нефтяные продукты. Подтверждением того, что АЭС не оказывают заметного вреда природной среде, является многолетний опыт их эксплуатации в различных странах.

Литература

1. Э.Э. Эль-Хиннави. Обзор воздействия атомной энергии на окружающую среду. Доклад с Международной конференции по ядерной энергетике и ее топливному циклу. Зальцбург. 1977. 11 с.
2. Мисбахов Р.Ш., Мизонов В.Е. Моделирование теплопроводности в составной области с фазовыми переходами. Вестник Ивановского государственного энергетического университета. 2015. № 4. С. 39-43.

**ВАРИАБЕЛЬНОСТЬ КОЭФФИЦИЕНТА НАКОПЛЕНИЯ
ПЛУТОНИЯ РАСТЕНИЯМИ ОДНОГО СОРТА С/Х
КУЛЬТУРЫ ПРИ ВЫРАЩИВАНИИ НА ГИДРОПОНИКЕ**

*Шутик А.А.¹, Эдомская М.А.¹, Лукашенко С.Н.¹, Шаврина К.Е.¹,
Братухин Н.О.¹, Сынзыныс Б.И.²*

¹ФГБНУ ВНИИРАЭ, г. Обнинск

²ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

При изучении радиоэкологии плутония авторами используются разные критерии и единицы для характеристики его миграционных способностей по трофическим цепям. Для оценки интенсивности поглощения радионуклидов различными видами живых организмов используется коэффициент накопления (Кн), рассчитываемый как отношение удельной активности радионуклида в сухой массе растений Бк/кг к удельной активности сухой почвы Бк/кг, на которой выращено растение. Коэффициенты накопления плутония, представленные в литературных данных, отличаются высокой вариативностью значений до 4 порядков [1]. Возможно, это связано с тем, что Кн представлены для объединённых групп различных видов растений, а также получены в различных почвенно-климатических условиях.

В настоящей работе исследована вариабельность Кн плутония для одного сорта с/х культуры при выращивании на гидропонике.

Объектом исследования был листовой салат, выращенный на гидропонной установке (рисунок 1). В качестве питательной среды использовали раствор Кнопа с концентрацией ^{239}Pu 150 Бк/кг. Для обеспечения стабильности концентрации Рu в растворе, раствор меняли каждые 7 дней. Ежедневно осуществляли отбор образца раствора для контроля концентрации ^{239}Pu .



Рис. 1. Гидропонная установка

Посев культур проводился пророщенными семенами в специальные пластиковые чаши. Листовой салат выращивали на открытом воздухе, под навесом. Условия проведения вегетационного опыта фиксировались с помощью Регистратора температуры и влажности Elitech GSP-6 с автоматической записью каждый час. Вегетационный период составлял 30 дней. Диапазон среднесуточных температур и влажности воздуха проведения в вегетационном опыте составил 13 – 23°C и 43 – 83% соответственно. Анализ содержания изотопов плутония в образцах проводили методом альфа-спектрометрии с предварительным радиохимическим выделением.

Экспериментальные данные по Кн плутония представлены на рисунке 2.



Рис. 2. Коэффициенты накопления плутония листовым салатом

Таким образом, установлено, что диапазон коэффициентов накопления плутония для листового салата, выращенного гидропонным методом, составляет 0,43-7,0, при среднем значении 1,7. Вариабельность Кн внутри одного сорта с/х культуры, обусловленная индивидуальными особенностями, рассчитанная как превышение максимального значения Кн над минимальным, достигает 16 раз.

Литература

1. Beresford, N.A., and Howard B.J. Handbook of parameter values for the prediction of radionuclide transfer to wildlife. Technical Reports Series No. 479. IAEA, 2014.

УТОЧНЕНИЕ ЗАКОНА СПАДА АКТИВНОСТИ ОЯТ МАЛОГО ВРЕМЕНИ ВЫДЕРЖКИ

*Лапкис А.А., Хворов М.И.
ВИТИ НИЯУ МИФИ, г. Волгоград*

Требования по хранению и транспортированию ядерного топлива НП-061-05 предполагают контроль за его состоянием, в том числе за глубиной выгорания ОЯТ, поэтому на АЭС есть необходимость измерения данного параметра. Измерению подвергается топливо, выдержанное короткое время после останова реактора [1]. Состояние ОЯТ до выдержки можно оценить в соответствии с законом радиоактивного распада.

В данной работе при помощи программной среды Serpent [2], выполняется уточнение закона спада активности с целью использования этих данных при контроле выгорания ТВС. Для этого была смоделирована стандартная для реакторов ВВЭР-1000 ТВС с топливом в виде диоксида урана, обогащением по $^{235}\text{U} = 5\%$.

В результате расчета был получен массив данных с информацией о активности каждого нуклида, данные о периодах полураспада взяты из справочника [3]. Далее в соответствии с законом радиоактивного распада была получена серия кривых спада активности ОЯТ в течении 30 суток (см. рис. 1).

Активность ТВС за 30 суток уменьшается примерно в 20 раз. Данные кривые (без учета первых суток) можно с достоверностью не менее 0,98 аппроксимировать степенной функцией вида

$$A = A_0 \cdot t^{-(0.437+0.009B)},$$

где A – активность в момент времени t , A_0 – активность в момент времени $t=0$, B – глубина выгорания (МВт·сут/кг), а время t выражено в сутках.

В промежутке от 10 до 70 МВт·сут/кг, показатель степени изменяется от $-0,45$ до $-0,50$. Известная формула Вэя-Вигнера [4] оценивает мощность остаточного энерговыделения реакторов также убывающей степенной функцией, но с показателем $-0,2$. Связь активности и энерговыделения не является прямой.

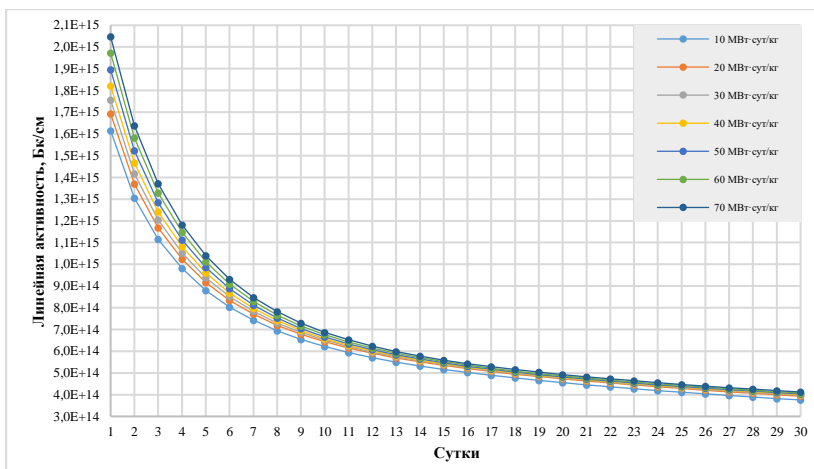


Рис. 1. Кривые спада активности ОЯТ

Полученный закон позволяет уточнить состояние ТВС на момент останковки реактора по результатам замеров, полученных после короткой выдержки. Практическую ценность для измерения выгорания ОЯТ будет представлять аналогичное уточнение законов спада в нём эмиссии фотонов и нейтронов.

Литература

1. Установки измерения выгорания ядерного топлива обработавших тепловыделяющих сборок МКС-03 ВВЭР [Электронный ресурс] – Режим доступа: URL: <https://all-pribors.ru/opisanie/55693-13-mks-03-vver-59414>
2. J. Leppänen, M. Pusa, T. Viitanen, V. Valtavirta, and T. Kaltiaisenaho. "The Serpent Monte Carlo code: Status, development and applications in 2013." *Ann. Nucl. Energy*, 82 (2015) 142-150.
3. Справочник нуклидов / Т. В. Голашвили, В. П. Чечев, С. А. Бадиков; под. ред. Т. В. Голашвили. – 4-у изд., перераб. и доп. – М.: Издательский дом МЭИ, 2011 – 462 [2] с.
4. Андрушечко С. А., Афоров А. М., Васильев Б. Ю., Генералов В. Н., Косоуров К. Б., Семченков Ю. М., Украинцев В. Ф. АЭС с реактором типа ВВЭР-1000. От физических основ эксплуатации до эволюции проекта. — М.: Логос, 2010. — 604 с.

СОЧЕТАННЫЕ ЭФФЕКТЫ СТРЕССОВЫХ ФАКТОРОВ НА ЦИТОГЕНЕТИЧЕСКИЕ ПАРАМЕТРЫ ЯЧМЕНЯ ЯРОВОГО

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

Актуальность вопросов, связанных с изучением качества продукции растениеводства вполне объяснима. Функционирование растений напрямую связано с наличием различных стрессовых факторов, которые влекут за собой как положительные, так и отрицательные последствия на морфометрические и цитогенетические показатели. Недостаток информации о совместном действии различных стрессоров затрудняет понимание механизмов биологического действия тяжелых металлов и других техногенных токсикантов. Поэтому важна комплексная оценка воздействия тяжелых металлов и гамма - облучения на физиологические, биохимические и генетические показатели клетки. В данной работе изучается раздельное и сочетанное действие ионов металлов и гамма-облучения. Стоит отметить, что итог комбинирования может существенно отличаться от последствий раздельного присутствия компонентов в среде [1].

Снижение экотоксичности подвижных форм алюминия посредством таких феноменов как радиационный гормезис или антагонистическое взаимодействие с ионами других тяжелых металлов – может предотвратить накопление элемента в тканях организмов, что в конечном счете благоприятно отразится на урожайности сельскохозяйственных культур [2].

Цинк заслуживает особого внимания, поскольку он не только способен участвовать в активации процессов детоксикации и выведения ионов Al^{3+} , но и является жизненно необходимым микроэлементом, принимающим активное участие в метаболизме. Однако, механизмы, контролирующие его транспорт через корень и другие клеточные мембраны, а также распределение и накопление изучены недостаточно [3].

Таким образом, цель представленной работы – изучение сочетанных эффектов раздельного и комбинированного действия ионов алюминия, цинка и гамма-облучения.

Обработка семян проводилась водными растворами хлорида алюминия и хлорида цинка, в концентрациях 0,5 мг/л и 5,0 мг/л соответственно. Облучение семян осуществляли на установке ГУР-120 в дозах 15 и 20 Гр (при мощности дозы 58 Гр/ч).

Присутствие в растворе ионов алюминия увеличивало количество аберрантных клеток в 7,4 раза в среднем по сортам по сравнению с контрольными значениями. Также было зафиксировано уменьшение митотического индекса (МИ) на 11,9 % в среднем по сортам.

Совместное присутствие ионов цинка с алюминием показало снижение доли аберрантных клеток в 1,3 раза по сравнению с наличием только одного Al, а МИ увеличивался в 1,1 раз в среднем по сортам. В результате предпосевной обработки семян ячменя различных сортов гамма-облучением частота выхода аберрантных клеток уменьшалась в 4 и в 7 раз для сортов Грис и Ерема соответственно, тогда как МИ – возрастал в 1,9 раз в среднем по сортам по сравнению с присутствием в растворах только ионов алюминия.

Представленные в работе данные свидетельствуют о возможности запуска механизмов устойчивости растения к токсическому действию алюминия посредством сочетания его ионов с другими физическими агентами.

Литература

1. Особенности биологических эффектов в культуре клеток при комбинированном действии ионизирующего злучения и ионов меди / Г. И. Лавренчук, Д. Д. Гапеенко, В. С. Асмолкова, В. Н. Оксамитный // Здоровье и окружающая среда. – 2014. – № 24-1. – С. 94-98.
2. Спицына С.Ф. Проявление синергизма и антагонизма между ионами меди, цинка и марганца при поступлении их в растения/ С.Ф. Спицына, А.А. Томаровский, Г.В. Освальд //Вестник Алтайского государственного аграрного университета. – 2014. - №10 (120).
3. Isotopic discrimination of zinc in higher plants / D. J. Weiss, T. F. D. Mason, B. J. Coles [et al.] // New Phytologist. – 2005. – Vol. 165. – No 3. – P. 703-710.

КОНТРОЛЬ КАЧЕСТВА СБРАСЫВАЕМЫХ ВОД КОЛЬСКОЙ АЭС

Болтенкова М.А.

Филиал АО «Концерн Росэнергоатом» «Кольская атомная электростанция», г. Полярные Зори

В настоящее время актуальными являются вопросы, связанные с проведением контроля качества сточных вод и оценкой эффективности работы очистных сооружений на промышленных предприятиях.

Источником технического водоснабжения Кольской АЭС является Имандровское водохранилище, вода забирается на основании Договора водопользования. Сброс очищенных сточных вод осуществляется в губу Молочная Имандровского водохранилища на основании Решения о предоставлении водного объекта в пользование.

Качество сбрасываемых вод контролируется в лаборатории отдела охраны окружающей среды (ОООС) Кольской АЭС согласно утвержденным методикам измерений.

Очистка сточных вод осуществляется на очистных сооружениях промышленно-ливневой канализации (ПЛК) замасленных стоков (ЗС), хозяйственно-фекальных стоков (ХФС) и установке «Биоклер».

Результаты контроля показали, что качество воды отводящего канала (нормативно очищенные сточные воды) соответствует качеству воды подводящего канала (природные воды) в рамках погрешности методик измерения. Также в 2021 году превышения декларируемых нормативов допустимых сбросов загрязняющих веществ в окружающую среду отсутствовали.

Проведенный технологический контроль очистных сооружений свидетельствовал об эффективности их работы. Так, расчетная эффективность очистки для ПЛК по взвешенным веществам и нефтепродуктам достигала 85% и 100%, соответственно.

Эффективность биологической очистки сточных вод оценивалась по состоянию “активного ила”. Гидробиологический анализ проводили согласно методическим руководствам [1], [2]. Видовое определение микроорганизмов проводили согласно [3].

Микроскопический анализ показал небольшое разнообразие микроорганизмов активного ила, зарегистрированы представители 3 таксономических групп микрофлоры и 7 – микрофауны. Микробоценоз характеризовался высоким уровнем развития - присутствовали представители фауны многоклеточных организмов (коловратки, черви). Иловый индекс изменялся от 52 до 170 см³/г, что свидетельствовало об удовлетворительном состоянии «активного ила».

Таким образом, результаты проведенных исследований показали, что в 2021 году на Кольской АЭС превышения декларируемых нормативов допустимых сбросов загрязняющих веществ в окружающую среду отсутствовали. Технологический контроль работы очистных сооружений показал эффективность их работы.

Литература

1. Методическое руководство по гидробиологическому и бактериологическому контролю процесса биологической очистки на сооружениях с аэротенками. ПНД Ф СБ 14.1.77-96 - М., 1996.
2. Методическое руководство по гидробиологическому контролю нитчатых микроорганизмов активного ила. ПНД Ф СБ 14.1.92-96- М., 1996.
3. Кутикова Л.А. Фауна аэротенков (Атлас).Л., Наука, 1984.

КОНТРОЛЬНЫЕ УРОВНИ СОДЕРЖАНИЯ ТЕХНОГЕННЫХ РАДИОНУКЛИДОВ В ДОННЫХ ОТЛОЖЕНИЯХ БАРЕНЦЕВА И КАРСКОГО МОРЯ

*Росновская Н.А.^{1,2}, Крышев А.И.², Каткова М.Н.², Крышев И.И.²
¹ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск
²ФГБУ «НПО «Тайфун», г. Обнинск*

Поступление техногенных радионуклидов в Баренцево и Карское моря происходило в результате испытаний ядерного оружия в XX веке, затопления ядерно- и радиационно-опасных объектов, выпадений после аварии на ЧАЭС.

Для корректной интерпретации данных мониторинга и результатов экспедиционных обследований необходимо сравнивать их с критериями оценки радиационной обстановки. В качестве одного из таких критериев предложено использовать контрольные уровни

(КУ) содержания радионуклидов в донных отложениях, превышение которых обеспечивает радиационную безопасность морской биоты. Для этого требуется провести оценку отношения содержания техногенных радионуклидов в морской биоте к их содержанию в донных отложениях.

В ходе работы проанализированы данные из различных литературных источников с 1992 по 2020 гг. Составлен общий массив данных о содержании радионуклидов ^{137}Cs , ^{90}Sr , $^{239,240}\text{Pu}$ и ^{241}Am в компонентах экосистемы Баренцева и Карского моря. В качестве референтных организмов для Карского моря были выбраны: рыба – сайка, двустворчатый моллюск – мидия, водное растение – ламинария, морское млекопитающее – кольчатая нерпа; для Баренцева моря были выбраны: рыба – треска, двустворчатый моллюск – мидия, водное растение – фукус двухрядный, морское млекопитающее – гренландский тюлень.

Отношение содержания техногенных радионуклидов в биоте Карского моря к их содержанию в донных отложениях составляет, кг/кг: для рыбы $^{137}\text{Cs} - 1,68 \cdot 10^{-1}$, $^{239,240}\text{Pu} - 5,09 \cdot 10^{-3}$, $^{90}\text{Sr} - 1,33 \cdot 10^{-1}$; для моллюсков $^{137}\text{Cs} - 7,42 \cdot 10^{-2}$, $^{239,240}\text{Pu} - 2,82 \cdot 10^{-2}$, $^{90}\text{Sr} - 1,92 \cdot 10^{-2}$; для водных растений $^{137}\text{Cs} - 4,32 \cdot 10^{-2}$, $^{239,240}\text{Pu} - 5,42 \cdot 10^{-2}$, $^{90}\text{Sr} - 1,09 \cdot 10^0$; для морских млекопитающих $^{137}\text{Cs} - 3,86 \cdot 10^{-2}$, $^{239,240}\text{Pu} - 3,76 \cdot 10^{-3}$, $^{90}\text{Sr} - 1,92 \cdot 10^{-2}$. Отношение содержания техногенных радионуклидов в биоте Баренцева моря к их содержанию в донных отложениях составляет, кг/кг: для рыбы $^{137}\text{Cs} - 2,18 \cdot 10^{-1}$, $^{239,240}\text{Pu} - 1,38 \cdot 10^{-3}$, $^{90}\text{Sr} - 2,71 \cdot 10^{-2}$; для моллюсков $^{137}\text{Cs} - 1,20 \cdot 10^{-1}$, $^{239,240}\text{Pu} - 6,22 \cdot 10^{-3}$, $^{90}\text{Sr} - 4,74 \cdot 10^{-2}$; для водных растений $^{137}\text{Cs} - 1,62 \cdot 10^{-1}$, $^{239,240}\text{Pu} - 3,86 \cdot 10^{-3}$, $^{90}\text{Sr} - 4,29 \cdot 10^{-2}$; для морских млекопитающих по $^{137}\text{Cs} - 1,48 \cdot 10^{-1}$, $^{239,240}\text{Pu} - 1,17 \cdot 10^{-3}$, $^{90}\text{Sr} - 3,16 \cdot 10^{-2}$.

Коэффициенты распределения (КР) между водой и донными отложениями Карского моря по результатам мониторинга составили по $^{137}\text{Cs} - 1600$ л/кг, $^{239,240}\text{Pu} - 53000$ л/кг, $^{90}\text{Sr} - 1000$ л/кг, $^{241}\text{Am} - 34000$ л/кг.

КР радионуклидов между водой и донными отложениями Баренцева моря составили по $^{137}\text{Cs} - 426$ л/кг, $^{239,240}\text{Pu} - 189600$ л/кг, $^{90}\text{Sr} - 443$ л/кг, что ниже среднемировых значений, рекомендованных МАГАТЭ [1].

В качестве результирующего КУ содержания радионуклида принимается его наименьшее значение среди всех представительных организмов, что обеспечивает защиту наиболее уязвимого

звена экосистемы. Самые низкие значения КУ всех радионуклидов имеют место для морского млекопитающего (тюленя). Таким образом, КУ техногенных радионуклидов в донных отложениях Баренцева моря, обеспечивающие безопасность морской биоты составляют, кБк/кг сырого веса, для ^{137}Cs 48,9, ^{90}Sr – 194, $^{239,240}\text{Pu}$ – 23,6. КУ содержания радионуклидов в донных отложениях, обеспечивающие защиту биоты экосистемы Карского моря, составили: для ^{137}Cs - $8,31 \cdot 10^4$, ^{90}Sr - $2,98 \cdot 10^5$, $^{239,240}\text{Pu}$ - $2,18 \cdot 10^3$, ^{241}Am - $3,02 \cdot 10^2$ Бк/кг.

Литература

1. Sediment Distribution Coefficients and Concentration Factors for Biota in the Marine Environment. IAEA Technical Reports Series No. 422. IAEA, Vienna, 2004.

ИЗУЧЕНИЕ КИНЕТИКИ РАЗЛОЖЕНИЯ ГАММА-ГХЦГ В СОСТАВЕ ПЕСТИЦИДНОГО ПРЕПАРАТА «ГЕКСАХЛОРАН ДУСТ» ПРИ ОБЛУЧЕНИИ НА РАЗЛИЧНЫХ РАДИАЦИОННО-ТЕХНИЧЕСКИХ УСТАНОВКАХ

*Маркова М.В., Мельникова Т.В.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

При изучении радиационного разложения веществ особое внимание уделяется исследованиям кинетики разложения. В работе [1] было установлено, что процесс радиационного разложения хлорорганических пестицидов в модельных растворах протекает по реакции первого порядка. В связи с этим, представляет интерес оценка кинетических параметров разложения хлорорганических пестицидов в составе различных пестицидных препаратов.

Целью данной работы являлось исследование кинетики разложения гамма-ГХЦГ в составе пестицидного препарата «Гексахлоран дуст» при облучении на различных РТУ.

Объектом исследования являлся гамма-изомер ГХЦГ в составе пестицидного препарата «Гексахлоран дуст», представленного в виде сухого порошка. Облучение проводилось в центре обработки продуктов растительного и животного происхождения "Теклеор" на РТУ УЭЛР 10-15-С в линейке возрастающих доз от 10 до 700

кГр (серия А) [3] и в лаборатории №35 ФМБЦ им. Бурназяна на РТУ с ускорителем УЭЛР-10-10-40 в линейке возрастающих доз от 10 до 200 кГр (серия Б). Параметры РТУ приведены в табл.1.

Инструментальный анализ проводился газохроматографическом методом на «Кристалл 5000.2» в режиме программирования температуры.

Таблица 1

Параметры РТУ

| <i>Параметр</i> | <i>УЭЛР 10-15-С</i> | <i>УЭЛР-10-10-40</i> |
|-----------------------------------------------------|---------------------|----------------------|
| Максимальная средняя мощность пучка электронов, кВт | 15 | 10 |
| Диапазон регулирования энергии электронов, МэВ | 7-10 | 8-10 |
| Оценочная мощность дозы, кГр/с | 5 | 10 |

Исходя из полученных данных, процесс радиационного разложения гамма-ГХЦГ протекает по реакции первого порядка с константами скорости реакции, равными 0,0025 для серии А и 0,05 для серии Б. Рассчитанное время полупревращения составляет 277,26 с для серии А и 13.82 с для серии Б.

Значения констант скоростей реакции и времени полупревращения для серий А и Б отличаются на порядок. Полученные данные мы можем объяснить различием диапазонов доз облучения, так как при анализе образцов серии Б мы попадаем на начальный участок кинетических кривых (близкий к линейному участку экспоненциальной кривой) и отличием технических характеристик РТУ, на которых проводилось облучение.

Так, например, оценочная мощность дозы при облучении серии Б в два раза выше, чем при облучении серии А. С учетом того, что скорость радиационно-химической реакции разложения органического вещества зависит от мощности дозы излучения, полученные результаты хорошо согласуются с теорией.

Литература

1 Мельникова Т.В. Радиационно-химические превращения микропримесей хлорорганических пестицидов в растворах и пищевых продуктах: Дис. ... канд. хим. наук: 02.00.09 Москва, 2005

2 Полякова Л.П., Мельникова Т.В., Лукьянова Н.Н. Исследование последствий радиационного воздействия на линдан и действующее вещество препарата «Гексахлоран дуст»// Ядерная энергетика. – 2017. - № 1. – С. 107-115.

3 Маркова М.В., Мельникова Т.В., Полякова Л.П. Исследование радиационно-химической устойчивости альфа-, бета- и гамма-ГХЦГ в составе пестицидного препарата «Гексахлоран дуст»// Генетические и радиационные технологии в сельском хозяйстве: тезисы докл. международной конф. (Обнинск, 18-21 октября 2022 г.)

ОЦЕНКА ВЛИЯНИЯ СОДЕРЖАНИЯ НАНОЧАСТИЦ ЖЕЛЕЗА НА РАДИАЦИОННО-ЗАЩИТНЫЕ СВОЙСТВА ПОЛИПРОПИЛЕНА

*Аладашлах М.В., Воронин И.П., Ташлыков О.Л., Широнова А.М.
УрФУ, г. Екатеринбург*

Проведена оценка влияния содержания наночастиц железа на радиационно-защитные свойства полипропилена с использованием программного пакета для моделирования Geant4 и программного обеспечения ЕriXS.

Оптимизация эффективных составов радиационно-защитных материалов может быть использована для применения принципа оптимизации радиационной защиты персонала [1]. Высокая защитная способность свинца и бетона к ионизирующему излучению делает их традиционными защитными материалами. Но гетерогенная природа свинца и его токсичность, а также изменение влажности и растрескивание бетона затрудняют их использование в качестве материалов для защиты от радиации. Кроме того, традиционные материалы могут генерировать более проникающее вторичное излучение, что требует дополнительной защиты, увеличивает ее стоимость и вес. В результате исследователи сосредоточились на разработке эффективных, экономичных, легких и гибких защитных материалов [2]. Разработка таких материалов, способных эффективно ослаблять ионизирующее излучение, стала возможной благодаря использованию полимерных композитов.

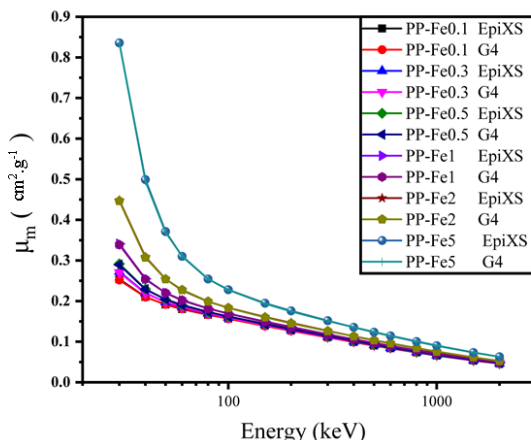


Рис. 1 Коэффициенты массового ослабления, рассчитанные с использованием базы данных EpiXS и смоделированные Geant4

В области радиационной защиты большой интерес вызывают полимерные нанокомпозиты, усиленные благодаря их легкому весу, механической стабильности и хорошей способности ослаблять излучение.

В представленной работе были исследованы полимерные нанокомпозитные материалы PP-Fe_{0.1} - PP-Fe₅ с содержанием Fe в диапазоне 0.1 – 5 % массовых долей.

$$\mu_m = \left(\frac{\mu}{\rho}\right) = \sum_i w_i \left(\frac{\mu}{\rho}\right)_i,$$

где $\left(\frac{\mu}{\rho}\right)_i$ – коэффициент массового ослабления i -го элемента исследуемого образца нанополимера, w_i – массовая доля для i -го элемента.

Коэффициенты массового ослабления ионизирующего излучения, приведенные на рис. 1 и рассчитанные с помощью EpiXS и Geant4, хорошо совпадают. Результаты показали, что эффективность защиты образцов полимерных нанокомпозитных материалов от гамма-излучения повышалась с увеличением содержания наночастиц Fe. Образец PP-Fe₅ обладает лучшей эффективностью экранирования от гамма-излучения.

Литература

1. А.Ф. Михайлова, О.Л. Ташлыков, Пути реализации принципа оптимизации в радиологической защите персонала // Ядерная физика и инжиниринг, - 2018, том 9, № 4, с. 393–401.

2. О.Л. Ташлыков, С.Е. Щеклеин и др. Экспериментальное исследование защит от гамма-излучения органо-металлических композиций // Глобальная ядерная безопасность. 2015. № 2 (15). С. 49-55.

RADON IN UNDERGROUND DRINKING WATER: DOSE ESTIMATION AND RISK ASSESSMENT

Yeboah Knight Anokwah¹, Synzynyz B.I.²

¹Nuclear Regulatory Authority, Ghana

²Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering of NRNU

MEPhI, Obninsk, Russian Federation

The attention of researchers and scientists has been drawn in recent times to the amount of radon in drinking waters as well as underground waters. Many studies have been done to confirm that substantial amount of radon can be in these water bodies hence the need to know the effective dose received from ingestion and the risk that is probable to occur [1].

Purpose of Work – estimation of the dose and assess the risk of internal radiation from radon in some underground water around Obninsk after ingestion.

Materials and Methods – To measure the radon concentration, the residual gross alpha and beta, and the heavy metal concentrations in the spring water samples, the following devices were used, alfarad “plus” device and the amplutuda device for radon concentration in water, UMF – 2000 for gross alpha and beta activity, multirad device and atomic absorption spectrometer for heavy metals.

Results and Conclusions – The volumetric activity of N₀ (1.67 Bq/L), N₄ (4 Bq/L) were below the Russian radon intervention level (HPБ – 99/2009) for drinking water of 60Bq/L but N₂ (400.7 Bq/L), N₁ (274.3Bq/l) and N₃ (118 Bq/L) exceeded this level. The effective dose of sample N₂ was 0,574 mSv/yr lower than the limit stated in HPБ – 99/2009 of 1 mSv/yr. The excess lifetime cancer risk for N₂ 0,003 was below the 0,0035 limit in HPБ – 99/2009. The Hazard Index, HI for heavy metals (0,91) was <1. Hence drinking from N₂ poses no health

risks. The excess lifetime cancer risk (0,0013) was also $< 0,0035$ as stated in the НРБ – 99/2009. Chemical risk (0,0013) was about 5 times greater than radiological risk (0,0002), but both were below the 0,0035 limit.

References

1. Otton J. K. The geology of radon. – Washington: Government Printing Office, 1992.

ИССЛЕДОВАНИЕ ПЕРЕНОСА ТРИТИЯ ПО МЕХАНИЗМУ «ВОЗДУХ – РАСТЕНИЕ - ПОЧВЕННЫЙ РАСТВОР»

Лукашенко С.Н.¹, Михайлов А.В.^{1,2}, Эдомская М.А.¹, Краснопеев С.А.¹, Мельникова Т.В.²

¹ ФГБНУ ВИИРАЭ, г. Обнинск

² ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

Тритий - изотоп, коллективная доза от которого во время работы АЭС наиболее значительна. Это обусловлено тем, что он является основным радионуклидом в выбросах атомных станций. В настоящее время объём годовых выбросов в мире оценивается величиной $n \cdot 10^{17}$ Бк. Учитывая темпы развития атомно-энергетической промышленности, можно утверждать, что количество трития в окружающей среде будет возрастать. Кроме того, его уникальные свойства позволяют ему легко встраиваться в трофические пути.

Ранее проведёнными исследованиями подтверждено, что механизм перехода трития «Воздух – Растение» значим, концентрация трития в свободной воде растения достигает 60-70% от концентрации трития в водяных парах воздуха [1]. О механизме «Воздух – Растение – Почвенный раствор» в литературных источниках информация не обнаружена.

Цель данной работы - оценка перехода трития по механизму «Воздух - Растение - Почвенный раствор».

Выращивались *Solánium lycopersicum* на гидропонных установках (ГУ) с питательным раствором, не содержащим тритий. В атмосфере теплиц поддерживалась определённая концентрация тритированной воды. Средняя дневная концентрация составила 760

Бк/л, средняя ночная концентрация - 1134 Бк/л. Ежедневно отбирались пробы питательного раствора.

Результаты анализа измеренных сцинтилляционным методом проб представлены на рисунке 1:

На графике рис.1 присутствует участок линейно повышающейся концентрации радионуклида и участок, в котором наблюдается относительно стабильная концентрация трития. Максимальная концентрация – 132 Бк/л.



Рис. 1. Концентрация трития на установке ГУ

В результате исследования оценён переход трития по механизму «Воздух – Растение – Почвенный раствор». Максимальная концентрация изотопа в питательном растворе составляет 14% от концентрации в тритированной воде, используемой для поддержания атмосферы теплиц. Обнаруженная разница в скорости изменения концентрации трития в растворе, возможно, объясняется различной скоростью поглощения и выделения трития растениями в различные вегетационные стадии.

Литература

1. Лукашенко С.Н., Краснопеев С.А., Эдомская М.А., Томсон А.В., «Исследование миграции трития по механизму “воздух-растение”»// Генетические и радиационные технологии в сельском хозяйстве: сборник докладов I международной молодежной конференции, - Обнинск, 2022

ИДЕНТИФИКАЦИЯ РИСКА КАК ИНСТРУМЕНТ ПРИНЯТИЯ РЕШЕНИЙ

Юлтыев Ш. Р.

*ФГБВОУ ВО Академия гражданской защиты МЧС России,
г. Химки, Московская область*

Атомная энергетика и сопутствующая отрасль добычи и переработка урановой руды являются одними из высокотехнологичных сфер экономики страны, однако могут оказывать негативное воздействие на состояние окружающей среды. Характерными примерами являются [1]:

– процесс хранения отработанной породы при добыче урановой руды (представляет собой неэффективный метод утилизации, способствует вымыванию ядовитых веществ, наносит вред здоровью населения, опасен для экологии, является ценным энергетическим сырьем) [2];

– процесс очистки растворителя используемого при добычи руды методом выщелачивания (на территории РФ накоплены сотни миллионов токсичных тонн отходов, способствующие загрязнению почв, подземных вод, рек, зон складирования);

– кислые гудроны (вид использованной воды после очистки руды, содержит остатки химически активных элементов, соли, сернистые соединения, скидываются в сточные воды) и др.

Таким образом, обоготительные предприятия атомной отрасли могут являются источником экологических проблем, а значит актуальность темы не вызывает сомнения [3].

Стоит отметить, что все опасности реальны тогда, когда они воздействуют на конкретные объекты, поэтому основной целью работы является разработка метода идентификации негативных рисков. Процесс идентификации опасностей и оценки риска (рис.1) состоит из нескольких последовательных этапов:

- определение источника опасностей (*A*);
- идентификация опасностей (*B*);
- количественная оценка риска опасностей (*C*);
- определение допустимости риска (*T*);
- разработка мер по управлению рисками (*У*).

| Характеристика частоты | Частота опасного события | Классификация последствий | | | | |
|------------------------|-----------------------------------------------------------|---------------------------|----------------|--------------|-------------|------------------|
| | | Несущественные | Незначительные | Значительные | Критические | Катастрофические |
| Маловероятно | $< 10^{-6}$ | 1 | 2 | 3 | 4 | 5 |
| Крайне редко | $10^{-6} \leq f \leq 5 \cdot 10^{-5}$ 1 раз в 20 лет | 2 | 4 | 6 | 8 | 10 |
| Редко | $5 \cdot 10^{-5} \leq f \leq 10^{-4}$ 1 раз в 5-20 лет | 3 | 6 | 9 | 12 | 15 |
| Вероятно | $10^{-4} \leq f \leq 5 \cdot 10^{-4}$ 1 раз в 1-5 лет | 4 | 8 | 12 | 15 | 20 |
| Часто | $f \geq 10^{-3}$ | 5 | 10 | 15 | 20 | 25 |

Рис. 1. Матрица рисков

Таким образом, оценка экологических рисков является инструментом принятия решений и помогает:

- выявлять потенциально возможные экологические риски, устранять или минимизировать их;
- прогнозировать наступление неблагоприятных последствий, предупреждать или минимизировать вероятность их наступления;
- получать количественные и качественные показатели неблагоприятных последствий;
- предупреждать аварии, причинение вреда здоровью населения, компонентам окружающей среды.

Литература

1. Д. А. Мельникова и др. Оценка профессионального риска опасного производственного объекта: балльный метод экспертных оценок // Безопасность жизнедеятельности. – 2013. – № 9 (153). – С. 39-43.
2. Uranium 2018 // Uranium. — 2019-01-04. — ISSN 2072-5310. — doi:10.1787/uranium-2018-en.
3. А. Ф. Безносиков Разработка и эксплуатация газовых и газоконденсатных месторождений: учебное пособие. – Тюмень: ТИУ, 2016. – 80 с.

ЭФФЕКТИВНОСТЬ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ПРЕДПОСЕВНОГО ЭЛЕКТРОННОГО ОБЛУЧЕНИЯ В БОРЬБЕ С ПАТОГЕНАМИ ЯРОВОГО ЯЧМЕНЯ

Московская К.А., Сулова О.В., Лой Н.Н.

НИЦ «Курчатовский институт» ФГБНУ ВНИИРАЭ, г. Обнинск

В современном мире существует возможность применения ионизирующего излучения в борьбе с патогенными микроорганизмами. Технологии с использованием радиации не раз доказывали свою эффективность в решении вопросов, связанных с производством, переработкой и хранением сельскохозяйственной и пищевой продукции [1]. В первую очередь это связано с тем, что ионизирующее излучение вызывает изменения физиолого-биохимических процессов организма [1].

Целью исследований являлась оценка эффективности использования предпосевного электронного облучения в борьбе с патогенными микроорганизмами, поражающими яровую ячмень.

Таблица 1

Влияние дозы и режима предпосевного облучения на пораженность патогенными микроорганизмами ячменя в фазу колошения

| Доза, кГр (режим) | Пораженность, % | | | |
|----------------------|-----------------|-------------------------|-------------|--------------|
| | корневая гниль | темно-бурая пятнистость | | |
| | | 1 лист | 2 лист | 3 лист |
| Контроль | 65,00±7,11 | 5,70±1,08 | 15,70±2,32 | 39,70±5,95 |
| 1(I) | 66,67±9,32 | 3,10±0,75 | 8,00±4,22 | 31,70±8,85 |
| 2(I) | 58,33±4,97 | 5,30±2,08 | 19,00±4,89 | 55,30±14,21 |
| 3(I) | 45,00±9,01* | 5,90±1,11 | 16,30±6,54 | 46,00±12,34 |
| 4(I) | 55,00±3,48* | 3,00±0,85 | 16,30±7,38 | 38,00±15,27 |
| 5(I) | 70,00±0,00 | 6,90±2,01 | 15,00±5,37 | 48,00±9,74 |
| 1(II) | 70,00±11,53 | 6,90±1,29 | 13,70±4,21 | 42,70±6,29 |
| 2(II) | 70,00±8,09 | 5,60±0,89 | 17,00±3,74 | 47,30±13,02 |
| 3(II) | 71,67±5,88 | 5,20±0,00 | 21,00±5,98 | 56,70±12,44 |
| 4(II) | 71,67±10,01 | 8,70±1,83* | 26,00±8,10* | 77,70±10,11* |
| 5(II) | 71,67±5,78 | 4,50±0,87 | 17,00±9,38 | 68,00±12,07* |

*- статистически значимые отличия от контроля при $p < 0,05$

В качестве объекта исследований выбран яровой ячмень (*Hordeum vulgare* L.) сорта Владимир.

Облучение семян проводили в ИСЭ СО РАН (г. Томск) на электронном ускорителе марки «Дуэт» с выводом генерируемого

пучка большого сечения в атмосферу в диапазоне доз от 1 до 5 кГр при двух значениях энергии электронов - 100 и 130 кэВ (режим I и режим II) [2]. Мощность излучения в обоих режимах составляла 100 Гр/имп. Суммарная введенная доза набиралась путем многократного воздействия на зерно электронным пучком. Контролем служили необлученные семена.

Эксперимент был заложен на опытном поле ФГБНУ ВНИИРАЭ на делянках площадью 2 м² в трехкратной повторности. Отбор растений для определения пораженности корней и листьев грибными болезнями был совершен в фазу колошения (60 суток после посева).

В полевом опыте установлено, что пораженность корней 60-суточных растений гельминтоспориозной гнилью статистически значимо уменьшилась на 30,77% и 15,38% при предпосевном облучении в дозах 3 кГр и 4 кГр соответственно в I режиме в сравнении с контролем. Степень пораженности темно-бурой пятнистостью всех исследуемых листьев растений в фазу колошения достоверно увеличилась при воздействии на семена ячменя дозой 4 кГр во II режиме и при облучении в дозе 5 кГр режим II.

Литература

1 Радиационные технологии в сельском хозяйстве и пищевой промышленности: состояние и перспективы: сборник докладов международной научно-практической конференции, Обнинск, 26-28 сентября 2018 г. Обнинск: ФГБНУ ВНИИРАЭ, 2018. – 356 с.

2 Vorobyov M.S., Koval N.N., Sulakshin S.A. An electron source with a multiaperture plasma emitter and beam extraction into the atmosphere // Instrum. Exp. Tech. 2015. 58. No. 5. P. 687-695.

МОНИТОРИНГ РАДИАЦИОННОЙ ОБСТАНОВКИ В РАЙОНЕ ЗАТОПЛЕНИЯ АПЛ «КОМСОМОЛЕЦ» В 2021 ГОДУ

*Карцева А.И., Артемьев Г.Б., Епифанов А.О., Каткова М.Н.,
Уваров А.Д., Тарасенко А.О., Полухина А.М., Ромашин Д.В.,
Зубачева А.А., Кузьмин В.С.
ФГБУ «НПО «Тайфун», г. Обнинск*

В рамках государственной программы РФ «Охрана окружающей среды» ФГБУ «НПО «Тайфун» совместно с Северным УГМС в 2021 году с 18 мая по 5 июня провели экспедицию в район затопления АПЛ «Комсомолец» в Норвежском море.

Основной целью экспедиции являлся сбор данных о состоянии морской среды для оценки возможных последствий ее загрязнения радиоактивными продуктами, находящимися на борту АПЛ «Комсомолец». При планировании учитывались как российские данные [1], так и данные норвежской экспедиции 2019 года по обследованию непосредственно АПЛ «Комсомолец» [2].

В экспедиции проводились работы по отбору проб поверхностной воды, воды с горизонта 100 метров, придонной воды, и разделение их на растворимые и взвешенные составляющие с применением пробоотборного комплекса «Протва-1».

С помощью коробчатого дночерпателя был выполнен отбор проб поверхностного слоя донных отложений. Также выполнялись работы по дозиметрическому контролю отобранных образцов; предварительному концентрированию водных проб; гамма-спектрометрическому экспресс-анализу для выборочных проб, с применением портативного гамма-спектрометра со встроенным ОЧГ-детектором TransSPEC.

Измерения МАЭД от образцов, а также пробоотборного оборудования, не выявили значений, превышающих величину радиационного фона, в районе выполнения работ (не более 0,10 мкЗв/ч). Гамма-спектрометрический экспресс-анализ обеспечивал значение минимально детектируемой активности от 10 Бк/кг по Cs-137 и не выявил значений удельной активности в пробах выше указанной.

Анализ проб был выполнен в лаборатории ФГБУ «НПО «Тайфун», некоторые выборочные пробы донных отложений были проанализированы в лаборатории Северного УГМС.

Получены результаты по содержанию Cs-137, Sr-90 в морской воде и донных отложениях. Морская вода также анализируется на содержание Pu-239+240 и H-3.

В морской воде основная часть Cs-137 содержалась в фильтрате, значения незначительно отличались для различных горизонтов и составили от 0,2 до 0,8 Бк/м³. Значения Sr-90 в фильтрате составили от 0,8 до 1,6 Бк/м³.

В поверхностных донных отложениях содержание Cs-137 и Sr-90 в пробах составило от 0,1 до 1,9 и от 0,2 до 1,0 Бк/кг сухого веса соответственно.

В целом, указанные результаты согласуются с данными, полученными ранее как для района обследования, так и для более широкой области Норвежского моря [3]. При этом можно отметить, что содержание Cs-137 в поверхностном слое в среднем составило $0,4 \pm 0,1$ Бк/м³, что несколько ниже уровня $1,3 \pm 0,1$ Бк/м³ зафиксированного в 2015 году.

Литература

1. Саркисов А.А., Сивинцев Ю.В., Высоцкий В.Л. и др. Атомное наследие холодной войны на дне Арктики. Радиоэкологические и технико-экономические проблемы радиационной реабилитации морей // ИБРАЭ РАН. – М., 2015. – 699 с.
2. Hilde Elise Heldal, Justin Gwynn, Hans-Christian Teien et al. / Cruise report: Investigation of the marine environment around the nuclear submarine “Komsomolets” 6.-10. July 2019
3. Justin P. Gwynn, Hilde Elise Heldal, Janita K. Flo et al. / Norwegian monitoring (1990–2015) of the marine environment around the sunken nuclear submarine Komsomolets // Journal of Environmental Radioactivity – 2018– Vol.182 – P.52 – 62.

СЕКЦИЯ VI
РАДИОНУКЛИДНАЯ БИОМЕДИЦИНА

РАДИОЧУВСТВИТЕЛЬНОСТЬ СУПРЕССОРНЫХ
РЕГУЛЯТОРНЫХ Т-КЛЕТОК В КУЛЬТУРЕ
ЛИМФОЦИТОВ

Мушкарина Т.Ю., Кузьмина Е.Г.
МРНЦ им. А.Ф. Цыба, г. Обнинск

Актуальность. В литературе имеется немного данных о действии ионизирующего излучения на регуляторные Т-клетки, повышение уровня которых характерно для онкологических заболеваний [1]. Поэтому оценка их чувствительности к облучению актуальна и должна быть отнесена к числу приоритетных задач, проливающих свет на механизмы реализации действия облучения.

Цель исследования – оценить радиочувствительность регуляторных Т-клеток доноров крови и больных лимфопролиферативными заболеваниями в тестах *in vitro* в первичной культуре лимфоцитов.

Материалы и методы. Культивировали лимфоциты 6 практически здоровых людей (доноров крови); возраст от 19 до 76 лет), 4 больных хроническим лимфолейкозом и 1 пациента CD5В-клеточной лимфомой; возрастной диапазон 53 - 70 лет. Клетки облучали на гамма-аппарате «Рокус М» в дозе 2Гр, 4Гр, 8Гр. Контроль - необлученные лимфоциты, 0Гр. Для культивирования использовали среду RPMI-1640 с добавлением 10% эмбриональной телячьей сыворотки, гентамицина - 400 мкг/мл, ИЛ-2 (100 МЕ/мл) без ее смены в ходе культивирования. Этот подход использовали для включения конкуренции клеток за питательные факторы, поддерживающие их выживание. Фенотип CD45⁺CD4⁺CD25⁺CD127^{low/-} использован для характеристики регуляторных Т-клеток [2]. Динамику их уровня оценивали в культуре лимфоцитов на 1-6 сутки инкубации после облучения. Средние значения сравнили методом однофакторного дисперсионного анализа («STATISTICA 8.0»).

Результаты. Дана оценка реакции регуляторных Т-клеток на гамма-облучение в тестах *in vitro*. Количество супрессорных регу-

ляторных Т-клеток не изменялось в течение 6 суток культивирования клеток доноров в зависимости от дозы облучения, что подтверждается отсутствием статистически значимой динамики их процентного и абсолютного числа ($F_{3/76df} = 0,22$; $p = 0,88$). В то же время Т- и В-лимфоциты проявляли большую радиочувствительность. Численность В-клеток была в 2,2 раза ниже при 8Гр, чем при отсутствии облучения. Число Т-лимфоцитов снизилось в 1,3 раза за счет субпопуляции Т-хелперов, более чувствительных к облучению, чем Т-цитотоксические лимфоциты. При лимфопрролиферации процент регуляторных Т-клеток в необлученных культурах (0Гр) повышался при облучении, становилось статистически значимым только при дозе 8Гр (сравнение $10,2 \pm 3,9\%$ при дозе 0Гр с $13,3 \pm 4,4\%$ при 8Гр; $p < 0,05$). Статистика снижения количества регуляторных Т-клеток не выявила значимой динамики вследствие большого разброса их индивидуальных показателей в изучаемых подгруппах ($F_{3/55df} = 0,17$; $p = 0,91$). Эти результаты предполагают не только значительные различия состава культур клеток по сравниваемому показателю, но и возможность их отражения в функционировании иммунитета. При лимфопрролиферации, как и у доноров крови, значимо снижалось количество В-лимфоцитов, Т-хелперов, а также НК-клеток. Обнаруженный эффект для этих популяций различался в зависимости от дозы облучения.

Заключение. Отсутствие статистически значимой динамики количества регуляторных лимфоцитов, при одновременном значимом снижении числа Т-, В- и НК-клеток (в культуре лимфоцитов больных лимфопрролиферативными заболеваниями) по мере повышения дозы облучения может служить аргументом в пользу их большей относительной радиорезистентности. Кроме того, эти результаты позволяют предполагать, что пластичная популяция регуляторных Т-клеток в условиях конкуренции проявляет относительно более высокую выживаемость по сравнению с другими типами лимфоцитов.

Литература

1. McKelvey K.J. Radiation, inflammation and the immune response in cancer // *Mamm Genome*. – 2018. – Vol. 29 (11-12). – P. 843-865.
2. Banham, A.H. Cell-surface IL-7 receptor expression facilitates the purification of FOXP3+ regulatory T cells // *Trends Immunol*. – 2006. – Vol. 27 (12). – P. 541–544.

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ВОДОЭКВИВАЛЕНТНОЙ ТОЛЩИНЫ ТЕРМОПЛАСТИЧЕСКИХ МАТЕРИАЛОВ ДЛЯ ЗАДАЧ ПРОТОННОЙ ЛУЧЕВОЙ ТЕРАПИИ

Чернова О.С.¹, Булавская А.А.¹, Милойчикова И.А.^{1,2},

Сабуров В.О.³, Стучебров С.Г.¹

¹ФГАОУ ВО НИ ТПУ, г. Томск

²НИИ онкологии Томского НИМЦ РАН, г. Томск

³МРНЦ им. А.Ф. Цыба, г. Обнинск

На сегодняшний день одним из наиболее эффективных методов лечения глубоко расположенных злокачественных новообразований является лучевая терапия пучками тяжелых заряженных частиц, в частности, протонов [1]. При этом особенности проведения таких процедур накладывают крайне высокие требования к точности доставки дозы [2]. Для этого необходимо тщательно проводить процедуры планирования и верификации планов лучевой терапии с помощью дозиметрических фантомов. В работе [3] авторами предлагается метод изготовления дозиметрического фантома с помощью аддитивных технологий, позволяющий учесть анатомические особенности конкретного пациента. Для разработки такого фантома, пригодного для протонной лучевой терапии, необходимо исследовать тестовые образцы из разных материалов, изготовленных с помощью трехмерной печати.

Таким образом, целью данной работы стало определение водоеквивалентной толщины термопластических материалов, пригодных для трехмерной печати.

В рамках первого этапа данного исследования с помощью инструментария Geant4 с использованием метода Монте-Карло была создана модель протонного медицинского пучка. Данная модель была верифицирована экспериментально на комплексе протонной терапии «Прометеус» в МРНЦ им. А.Ф. Цыба – филиал ФГБУ «НМИЦ радиологии» Минздрава России.

На следующем этапе с помощью созданной численной модели экспериментально были определены водоеквивалентные толщины материалов, пригодных для изготовления дозиметрического фантома методами трехмерной печати.

Полученные результаты лягут в основу разработки тканеэквивалентного дозиметрического фантома для протонной лучевой терапии.

Работа выполнена при финансовой поддержке гранта Министерства науки и высшего образования Российской Федерации в рамках соглашения 075-15-2022-620 (проект № МК-26.2022.1.2).

Литература

1. Lundkvist J. et al. Proton therapy of cancer: potential clinical advantages and cost-effectiveness// Acta oncologica, – Stockholm, 2005
2. Агапов А. В. и др. Устройство для измерения глубинно-дозовых распределений медицинского протонного пучка в радиотерапии// Теория и конструирование, – Дубна, 2013
3. Красных А. А. и др. Метод изготовления индивидуальных дозиметрических фантомов// Двадцать третья Всероссийская научная конференция студентов-физиков и молодых учёных, – Екатеринбург, 2017

СОЧЕТАННАЯ ЛУЧЕВАЯ ТЕРАПИЯ И ГОРМОНАЛЬНАЯ ТЕРАПИЯ РАКА ПРЕДСТАТЕЛЬНОЙ ЖЕЛЕЗЫ НЕБЛАГОПРИЯТНОГО ПРОМЕЖУТОЧНОГО РИСКА ПРОГРЕССИРОВАНИЯ

Галицына А.Б.¹, Макарова К.С.², Гуменецкая Ю.В.², Котляров А.А.¹

¹ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

²МРНЦ им. А.Ф. Цыба, г. Обнинск

Актуальность. Рак предстательной железы (РПЖ) занимает второе место по заболеваемости онкологией у мужчин во всем мире. Среди впервые выявленных случаев заболевания РПЖ в США 38,1% относятся к группе промежуточного риска прогрессирования (SEER, 2018) [1]. Известно, что данная группа пациентов в соответствии с классификацией Национальной онкологической сети США (NCCN) включает в себя 2 подгруппы — благоприятного и неблагоприятного промежуточного риска (НПР) прогрессирования [2]. Для группы НПР оптимальный объем терапии не

определен, помимо этого - нет однозначных рекомендаций о необходимости применения гормональной терапии (ГТ).

Цель. Изучить эффективность и токсичность сочетанной лучевой терапии (СЛТ) РПЖ НПР прогрессирования в самостоятельном варианте и в объеме гормонолучевого лечения.

Материалы и методы. В исследование включено 74 пациента НПР РПЖ, которым в период с мая 2016 г. по май 2020 г. проведена СЛТ – конформная дистанционная лучевая терапия (ДЛТ) на область предстательной железы и семенных пузырьков в режиме традиционного фракционирования дозы (РОД 2 Гр, СОД 44-46 Гр) и высокомогущностная брахитерапия Ir-192 в РОД 15 Гр, однократно. Длительность наблюдения за пациентами составила от 20,2 до 67,1 месяцев (медиана – 48,9 месяцев). Средний возраст пациентов – 65,3 года (49-80 лет). У всех больных РПЖ диагноз верифицирован морфологически. Пациенты разделены на две группы. Пациентам первой группы (n=37) проведена СЛТ в самостоятельном варианте, а во второй группе (n=37) СЛТ проведена на фоне ГТ аналогами ЛГРГ. Длительность ГТ в среднем составила 7,5 месяцев.

Результаты. Запланированный курс лечения выполнен в полном объеме у всех больных РПЖ. При медиане наблюдения за пациентами 4,5 года выживаемость без прогрессирования составила 94,6% в группе без применения ГТ и 97,3% в группе с ее применением ($p=0,154$). Опухоль специфическая выживаемость составила 100%. Общая выживаемость составила 97,3% и 91,9% в группах без ГТ и с ее применением соответственно ($p=0,3$). Длительность перерыва между этапами лечения более 4 недель являлась статистически значимым фактором риска развития рецидива РПЖ ($p=0,002$).

Частота поздних лучевых осложнений ≥ 2 степени со стороны нижних отделов мочевыводящих путей составила 8,1% и 5,4% в группах без ГТ и с ее применением соответственно ($p=0,155$). Поздние лучевые осложнения ≥ 2 степени тяжести со стороны нижних отделов желудочно-кишечного тракта (ЖКТ) отмечены у 2,7% пациентов в группе гормонолучевой терапии. В группе без применения ГТ клинически значимых осложнений со стороны ЖКТ не наблюдали ($p=0,07$). В группе без ГТ сохранение эректильной функции отмечено у 48,6% пациентов, тогда как в группе с применением ГТ – всего у 29,7 % пациентов ($p = 0,006$).

Заключение. Исследование демонстрирует хорошую эффективность СЛТ у больных РПЖ НПР прогрессирования. Вопрос о назначении ГТ у данной группы требует дальнейшего изучения.

Литература.

1. Статистические показатели количества пациентов РПЖ в 2018. URL : <https://seer.cancer.gov/statistics-network/>

2. James L Mohler, Prostate Cancer, Version 2.2019, NCCN Clinical Practice Guidelines in Oncology - *Journal of the National Comprehensive Cancer Network* : *JNCCN*, 17(5), 479–505.

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ ДОЗИМЕТРИЧЕСКОГО ФАНТОМА ВЕРХНЕЙ КОНЕЧНОСТИ, ИЗГОТОВЛЕННОГО С ПОМОЩЬЮ ТЕХНОЛОГИИ ТРЕХМЕРНОЙ ПЕЧАТИ

*Зубкова Ю.А.¹, Бушмина Е.А.¹, Григорьева А.А.¹, Милойчикова
И.А.^{1,2}, Стучебров С.Г.¹*

¹ФГАОУ ВО НИ ТПУ, г. Томск

²НИИ онкологии Томского НИМЦ, г. Томск

Проведение процедур лучевой терапии требует точной доставки дозы в область опухоли и минимизацию дозовой нагрузки на критические органы и ткани [1]. Следовательно, неотъемлемой частью подготовки лечебного плана является гарантия качества лучевой терапии.

Гарантия качества дозиметрических планов обеспечивается верификацией планов облучения на дозиметрических фантомах [2]. На сегодняшний день используются дозиметрические фантомы, имеющие усредненные параметры как по геометрии и размеру, так и по структуре. Для более точной оценки планов облучения необходимо иметь модель, приближенную по форме и очертаниям, а также по плотности органов и тканей к телу человека.

Современные разработки в области аддитивных технологий позволяют создавать объекты различных сложных форм из материалов, уникальных по своему составу [3].

Таким образом, для улучшения гарантии качества лучевой терапии авторами работы [4] был предложен подход к созданию дозиметрических фантомов с помощью технологии трехмерной печати.

Для реализации предложенного подхода был создан макет верхней конечности тела человека с использованием аддитивных технологий из уникальных пластиков, позволяющих достаточно точно имитировать человеческие органы и ткани в отношении их взаимодействия с ионизирующим излучением.

Фантом представляет собой изделие, разделенное на отдельные слои, что позволяет разместить между ними пленочные дозиметры и оценить распределение дозы в зоне интереса.

Был проведен эксперимент по облучению данного фантома методом трехмерной конформной лучевой терапии на линейном ускорителе Elekta Synergy фотонным пучком с энергиями 6 и 10 МэВ. Был проведен сравнительный анализ результатов облучения, которые были получены с помощью дозиметрических пленок, и данных, полученных при планировании облучения.

Работа выполнена при финансовой поддержке Российского научного фонда, проект № 19-79-10014-П.

Литература

1. K. J. Marcus, D. Naas-Kogan, «Pediatric radiation oncology» // *Oncology of Infancy and Childhood*, – Philadelphia, 2009.
2. В.А. Климанов, Т.А. Крылова ДОЗИМЕТРИЧЕСКОЕ ПЛАНИРОВАНИЕ ЛУЧЕВОЙ ТЕРАПИИ. Часть 1. Дистанционная лучевая терапия пучками тормозного и гамма-излучения: учебное пособие. – М.: МИФИ, 2007.
3. В.А. Валетов Аддитивные технологии (состояние и перспективы). Учеб. пособие. – СПб.: Университет ИТМО, 2015.
4. S. G. Stuchebrov, et al., «Making a copy of conventional anthropomorphic phantom section by 3D printing» // *European Journal of Nuclear Medicine and Molecular Imaging*, Т. 47. – №. S1, – 2020.

ИССЛЕДОВАНИЕ ВОЗМОЖНЫХ РАДИОПРОТЕКТОРНЫХ СВОЙСТВ ФУМАРАТА 3- ОКСИПИРИДИНА И ФУМАРОВОЙ КИСЛОТЫ

Выпова Е.Р.¹, Берсенева А.А.¹, Купцова П.С.^{1,2}, Комарова Л.Н.¹

¹ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г.Обнинск

²МРНЦ им. А.Ф. Цыба, г. Обнинск

В современной онкологии лучевая терапия представляет собой один из ведущих методов лечения онкологических заболеваний. Однако, несмотря на многие преимущества данного метода, воздействие ионизирующего излучения на нормальные клетки, которые располагаются вокруг опухоли, может привести к ряду серьезных осложнений, затрудняющих проведение намеченного курса терапии [1]. В лучевой терапии радиопротекторы имеют большое значение, так как нормальные ткани должны быть защищены от повреждающего действия ионизирующего излучения [2]. В связи с этим актуальным представляется изучение радиопротекторных свойств двух соединений: фумарата 3-оксипиридина и фумаровой кислоты, так как они проявляют антиокислительные и антиоксидантные свойства.

В качестве объекта исследования были выбраны клеточные культуры фибробластов (hTERT). Концентрация исследуемых соединений – 0,05 мг/мл, была подобрана, основываясь на результатах тестов (время удвоения, МТТ-тест) на токсичность исследуемых препаратов, проведенных ранее. Дозы ионизирующего излучения: 1, 4, 6 и 10 Гр.

Радиозащитный эффект исследуемого соединения оценен по показателю клоногенной активности.

Фумарат 3-оксипиридин и фумаровая кислота проявляют радиозащитные свойства в отношении фибробластов при облучении γ -излучением в дозах 1,4 6 и 10 Гр.

Полученные предварительные результаты позволяют продолжить исследования возможных радиопротективных свойств фумарат 3-оксипиридина и фумаровой кислоты для защиты нормальных тканей от повреждающего действия ионизирующего излучения.

Литература

1. Ch. Galeas, C. Totis, A. Bisio, Radiation resistance: a matter of transcription factors // *Frontiers in Oncology*, – Lausanne, 2021
2. C.K. Nair, V. Salvi, et al., Relevance of radioprotectors in radiotherapy: studies with tocopherol monoglucoside // *Journal of Environmental Pathology Toxicology and Oncology*, – Danbury, 2004

ОЦЕНКА РАДИАЦИОННОЙ СТОЙКОСТИ РАБОЧЕГО ТЕЛА ДЕТЕКТОРА, ПРЕДНАЗНАЧЕННОГО ДЛЯ ОПРЕДЕЛЕНИЯ ПРОСТРАНСТВЕННЫХ ХАРАКТЕРИСТИК МЕДИЦИНСКИХ ПУЧКОВ

*Шарыпова А.Е., Григорьева А.А., Булавская А.А., Стучебров С.Г.
ФГАОУ ВО НИ ТПУ, г. Томск*

Радиотерапия на сегодняшний день является одним из распространенных методов борьбы с онкологическими заболеваниями [1]. В процессе проведения сеанса терапии формируются пучки ионизирующего излучения со сложным профилем для повторения формы новообразования. Процесс проведения процедур лучевой терапии сопровождается постоянным контролем распределения интенсивности ионизирующего излучения в поперечном сечении медицинского пучка [2].

Высокая точность формирования пучка позволяет уменьшить поражение здоровых органов и тканей [3]. Поэтому одним из ключевых этапов проведения сеанса облучения является контроль характеристик пучка. На данный момент актуальным является разработка универсального метода измерения параметров медицинских пучков, а также поиск наиболее подходящего детектора.

В рамках данной работы предлагается использование сцинтилляционного оптоволокна для проведения диагностики медицинских пучков методом многоуглового сканирования [4].

Для оценки применимости предлагаемого материала детектора был проведен эксперимент по определению радиационной стойкости на циклическом ускорителе МИ-5 с энергией электронов 5,6 МэВ. Полученные результаты эксперимента показали, что сигнал, генерируемый детектором под действием электронного пучка, изменяется незначительно в процессе всего времени облу-

чения. Следовательно, предлагаемый материал обладает достаточной радиационной стойкостью для использования его в качестве тела детектора для диагностики медицинских пучков.

Работа выполнена при финансовой поддержке гранта Российского научного фонда (проект № 21-79-00252).

Литература

1. M. C. Joiner, A. J. van der Kogel (ed.), Basic clinical radiobiology. // CRC press., – 2018

2. В.В. Холин, Радиобиологические основы лучевой терапии злокачественных опухолей. – Ленинград, 1979, 223 с

3. В.В. Смалюк, Диагностика заряженных частиц в ускорителях / Под ред. чл.-корр. РАН Н. С. Диканского. Новосибирск: Параллель, 2009

4. А.А. Булавская, Разработка и применение метода многоугольного сканирования для регистрации пространственного энергетического распределения ионизирующего излучения в поперечном сечении пучка// Диссертация на соискание ученой степени кандидата физико-математических наук. – 2020

ВИДЫ И СТЕПЕНИ ТОКСИЧЕСКИХ РЕАКЦИЙ НА ФОНЕ КОМБИНАЦИИ ХИМИОТЕРАПИИ И ПОСЛЕДУЮЩЕЙ ХИМИОЛУЧЕВОЙ ТЕРАПИЕЙ ПРИ РАКЕ ЖЕЛУДКА

*Миронова Д.Ю., Скоропад В.Ю., Смык Д.И.
МРНЦ им. А.Ф. Цыба, г. Обнинск*

Актуальность. По данным GLOBAL CANCER OBSERVATORY рак желудка (РЖ) занимает 5-е место по заболеваемости и 4-е место по смертности среди онкопатологии [1]. Более 50% пациентов с впервые выявленным РЖ имеют местно-распространенный процесс, требующий комбинаций методов, которые постоянно совершенствуются. Одним из вариантов комбинации методов на 1 этапе лечения, является сочетание химиотерапии с последующей химиолучевой терапией [2].

Цель. Оценить виды и степень токсических реакций у пациентов с местно-распространенным РЖ, получавших неоадьювантную химиотерапию с последующей химиолучевой терапией.

Материалы и методы. В исследовании участвовали 45 пациентов с местно-распространенным РЖ в возрасте от 40 до 75 лет (медиана – 61 год); из них 24 мужчины и 21 женщина; статус ECOG в большинстве случаев (30 больных) составил 0. Наблюдалось следующее распределение пациентов по категориям cTNM: cT3/T4a-T4b – 25/20; cN0/N1-3 – 20/25. Отдаленных метастазов не наблюдалось. Распределение пациентов по стадиям: 2b/3-4a – 18/27. По гистологической структуре, аденокарцинома G1 верифицирована у 6 больных, G2 – у 13, G3 – у 26. В 13 случаях опухоль локализовалась в антральном отделе, в 12 – в теле, в 19 – в проксимальном; в 1 имело место тотальное поражение желудка. Основными методами постановки диагноза были ФГС, СКТ, лапароскопия, морфологическое исследование. На 1-м этапе лечения проводилось 2 курса химиотерапии по схеме FLOT. Далее проводился курс 3D-конформной лучевой терапия (РОД = 2 Гр, СОД = 46 Гр) на фоне химиотерапии препаратами капецитабин и оксалиплатин. Лучевая терапия проводилась на аппарате Elekta Synergy S с использованием фиксирующих приспособлений (упор для фиксации рук за головой, фиксатор ног, подставка под колени) с ежедневным контролем положения пациента (IGRT) с помощью конусной компьютерной томографии. Спустя 5-7 недель, после контрольного обследования, пациентам планировали проведение хирургического вмешательства.

Результаты. Химиотерапию по схеме FLOT завершили 100% пациентов, 95,5% завершили также и химиолучевой компонент. Гематологическая токсичность на фоне индукционных курсов химиотерапии отмечена у 17,8% больных из которых, только у 1 пациента (2,2%) наблюдалась нейтропения 4 степени. В 28,9% случаев у пациентов наблюдалась гастроинтестинальная и печеночная токсичность не более 1-2 степени. На фоне проведения химиолучевой терапии гематологическая токсичность зафиксирована в 77,8% случаев, из которых 1-2 степень составила 64,4%, 3 степень – 11,1%, у 1 пациента (2,2%) - 4 степень. Явления гастроинтестинальной токсичности были у 62,2% пациентов. В 40% случаев она не превышала 1-2 степени, однако в 20% случаев она достигла 3 степени и у 1 пациента (2,2%) зафиксирована 4 степень. Печеночная токсичность отмечена у 44,4%, только у 4,4% - 3 степени. У остальных пациентов степень не превышала 1-2. Остальные виды встречались редко – в 8,8% явления кожной токсичности

1-3 степени, в 4,4% отмечена неврологическая токсичность не более 1 степени, в 2,2% наблюдалось снижение веса 1 степени. Из 45 пациентов, прошедших химиотерапию с химиолучевым лечением – 43 больных (95,5%) при проведении хирургического этапа достигли полной радикальности (R0). В 2 случаях (4,4%) операция не была выполнена или не выполнена радикально в связи с неоперабельностью процесса в 1 случае (2,2%), и вследствие токсичности 4 степени (2,2%) из-за которой операция не выполнена в запланированные сроки.

Заключение. Анализ первого этапа комбинированного лечения, включающего неоадьювантную химиотерапию с последующим химиолучевым компонентом, продемонстрировал приемлемый уровень токсичности, и в подавляющем большинстве позволяет выполнить оперативное вмешательство в полном объеме в запланированные сроки.

Литература

1. CANCER TODAY. UGL: <https://gco.iarc.fr/> (дата обращения 11.11.2022 г.)
2. Leong, T., Smithers, B.M., Haustermans, K. et al. «TOPGEAR: A Randomized, Phase III Trial of Perioperative ECF Chemotherapy with or Without Preoperative Chemoradiation for Resectable Gastric Cancer: Interim Results from an International, Intergroup Trial of the AGITG, TROG, EORTC and CCTG» // Ann Surg Oncol 24, 2252–2258 (2017)

ВЛИЯНИЕ ТЕРМИЧЕСКОЙ НАГРУЗКИ НА ИНАКТИВИРУЮЩЕЕ ДЕЙСТВИЕ ИЗЛУЧЕНИЯ ИЛИ ЦИКЛОФОСФАМИДА В КУЛЬТУРЕ ЭКСПОНЕНЦИАЛЬНО РАСТУЩИХ КЛЕТОК

Пузикова С.¹, Переклад О.В.², Пронкевич М.Д.², Белкина С.В.²
¹ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г.Обнинск

Одной из актуальных проблем радиационной медицины на данный момент является высокая дозовая нагрузка на здоровые ткани при терапии опухолей, а также токсичность цитостатических препаратов в высоких концентрациях. Способом снизить негативные последствия при сохранении эффективности лечения является комбинирование факторов воздействия различной природы. При модификации эффектов плотноионизирующего излучения и химиотерапии гипертермией крайне важно выбрать оптимальные условия действия этих факторов. С этой целью в работе показан анализ зависимости выживаемости клеток от раздельного и одновременного воздействия ионизирующим излучением, препаратом циклофосфамида и гипертермией на стадии их экспоненциального роста.

Цель работы – оценить степень модификации комбинированных эффектов плотноионизирующего излучения или циклофосфамида гипертермией в клеточных системах с высокой скоростью пролиферации.

Материалы и методы. Клоногенную активность дрожжевых клеток *Sacch. cerevisiae* (XS800), находящихся в экспоненциальной стадии роста, оценивали методом макроколоний, выращенных на плотном агаре. Облучение клеток проводили в монослое на пластине водного агара альфа-частицами (5,1 МэВ; 130 кэВ/мкм; 25 Гр/мин) в течении разных временных интервалов до 20 минут. Нагрев осуществляли в водном термостате, помещая клетки в предварительно прогретые (47 °С) пробирки с дистиллированной водой. Для изучения влияния температуры на токсичность цитостатика клетки подвергали одновременной экспозиции гипертермии 47°С и циклофосфамида (2 мг/мл) в течение разных временных интервалов длительностью до 20 минут. Результирующий эффект комбинированного действия изученных агентов на клетки оценивали с помощью коэффициента модификации (k), рассчитанный как отношение D_0 для экспериментальной и теоретической кривых выживаемости.

Результаты. Действие изученных факторов на клоногенную активность экспоненциально растущих клеток характеризовалось сигмоидной формой кривых доза эффект как при действии только

гипертермии, так и при комбинации факторов. Действие альфа-излучения отражает кривая доза-эффект с минимальным плечом (1 мин), что свидетельствует о тяжести повреждений. Сигмоидные кривые комбинированного действия имели небольшое плечо, сохранявшееся при экспозиции до 4 мин. при терморadiационном воздействии и до 8 мин. при действии гипертермии и циклофосфамида, что отражает активацию систем репарации повреждений в указанном диапазоне.

Расчеты показали, что при терморadiационном воздействии в изученном диапазоне доз (0-400 Гр) $k = 0,95$. Коэффициент модификации незначительно отличается от 1, что говорит об аддитивности этих воздействий. Степень модификации гипертермии и циклофосфамида вносила другой характер – $k = 1,45 \pm 0,05$.

Выводы. Инактивирующее действие теплового поражения быстро пролифилирующихся клеток *S. cerevisiae* XS800 при 47°C синергически усиливается одновременным применением циклофосфамида (2 мг/мл) и остается аддитивным при действии плотноионизирующего излучения.

Литература

1. Белкина С.В., Семкина М.А., Крицкий Р.О., Петин В.Г. Математическое моделирование синергических эффектов последовательного терморadiационного воздействия на клетки млекопитающих. Радиационная биология. Радиоэкология. 2010. 50(5):542-547.
2. Купцова П.С., Жураковская Г.П., Белкина С.В. Особенности проявления модифицирующих свойств радиопротекторов при действии излучений разного качества на эукариотические клетки. Радиация и риск. 2021. 30(4):52-60

ОПРЕДЕЛЕНИЕ СВОЙСТВ ПОЛИМЕРНЫХ ТЕСТОВЫХ ОБЪЕКТОВ ДЛЯ РАЗРАБОТКИ ДОЗИМЕТРИЧЕСКИХ ФАНТОМОВ

Ермакова А.С.¹, Бушмина Е.А.¹, Милойчикова И.А.^{1,2},
Стучебров С.Г.¹

¹ФГАОУ ВО НИ ТПУ, г. Томск, Россия

²НИИ онкологии Томского НИМЦ, г. Томск, Россия

Для лечения онкологических заболеваний может применяться ионизирующее излучение, генерируемое различными установками, в том числе ускорителями. Такой вид лечения называется лучевой терапией. Основная цель лучевой терапии – уничтожение злокачественных клеток. Однако при лечении могут пострадать и здоровые клетки тканей человека. Для проверки качества оборудования, генерирующего ионизирующее излучение, и безопасности проведения таких процедур применяют специальные устройства – дозиметрические фантомы. Они позволяют оценить дозовое распределение на этапе планирования лучевой терапии. Классические фантомы представляют собой резервуар с водой или твердотельные пластины [1], которые изготовлены из тканеэквивалентного материала. Однако такие фантомы представляют собой упрощенную модель человека. Изготовление дозиметрических фантомов сложной формы, учитывающих строение тела человека, возможно с использованием технологий трехмерной печати [2]. Для того чтобы изготовить тканеэквивалентный фантом необходимо подобрать подходящий материал, который бы с высокой точностью имитировал органы и ткани человека.

Данная работа направлена на исследование свойств полимерных материалов, подходящих для создания дозиметрических фантомов.

В работе были исследованы образцы из PLA-пластика и специализированного PLA-пластика с примесью 10%, 20% и 30% меди с разным коэффициентом заполнения (от 85% до 100% с шагом 5%). Были проведены расчеты рентгеновских плотностей (Индексы Хаунсфилда), с помощью которых по полуэмпирической формуле, представленной в работе [3] были рассчитаны электронные плотности образцов. Были проведены дозиметрические исследования тестовых образцов с применением терапевтического линейного ускорителя Elekta Synergy (г. Москва) и на линейном ускорителе Микротрон ТПУ.

В ходе проведения исследований было определено, что PLA-пластик и специализированный PLA-пластик с медной примесью пригодны для изготовления дозиметрических фантомов отдельных тканей и органов.

Работа выполнена при финансовой поддержке Российского научного фонда, проект № 19-79-10014-П.

Литература

1. Фантомы для дозиметрии в радиологии : сайт. – URL:https://acrylmedic.ru/post/show/15/fantomy_dlya_dozimetrii_v_radiologii (дата обращения: 20.11.2022).
2. Белова М.А., Васенина А.О., Рипанова П.Н., Бабаева А.А., 3D-печать в медицине // РОСТ - Развитие, Образование, Стратегии, Технологии : сборник материалов I Всероссийской студенческой научной конференции, – Чебоксары, 2018
3. Grigorieva A. A. et al. Determination of the test-samples electron density via dual energy computer tomography //Journal of Physics: Conference Series. – IOP Publishing, 2021

СЕКЦИЯ VII
ПЕРСПЕКТИВЫ УПРАВЛЕНИЯ ПРЕДПРИЯТИЯМИ
АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

**СРАВНЕНИЕ ЭКОНОМИЧЕСКОЙ ЭФФЕКТИВНОСТИ
РАЗЛИЧНЫХ ТИПОВ ТОЛЕРАНТНОГО ЯДЕРНОГО
ТОПЛИВА**

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

В настоящее время разрабатывается множество типов устойчивого к авариям толерантного ядерного топлива, которые представляют собой различные сочетания новых материалов оболочек твэлов и составов топлива. Для определения перспективного с точки зрения дальнейшей коммерциализации концепта необходимо проведение комплексного сравнительного технико-экономического анализа. Для оценки влияния толерантного топлива на экономику АЭС предлагается использовать традиционные показатели инвестиционного анализа: приведенную стоимость электроэнергии (LCOE), дисконтированный срок окупаемости (DPP) и внутреннюю норму доходности (IRR) как функции «коэффициентов влияния толерантного топлива». Так коэффициент $\mu_K = \Delta K / K$ показывает влияние толерантного топлива 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 [1-2].

Для проверки предложенной методики было проведено сравнение экономических характеристик топливных циклов, основанных на разных типах топлива, для проекта АЭС с реактором PWR-1200. Были рассмотрены три топливных цикла, один из которых базируется на топливе из дисилицида урана, обладающего более высокой плотностью состава, что позволяет достигать необходимого выгорания за счет меньшего уровня обогащения топлива. Расчеты проводились при различных ставках дисконтирования, г.

Ключевые допущения и результаты проведенной оценки приведены в Таблице 1. Показано, что экономия топливных затрат за счет использования толерантного топлива существенно улучшает

экономику топливного цикла, что позволяет компенсировать возможное удорожание процесса фабрикации топлива и даже дать дополнительный экономический эффект.

Таблица 1

Исходные данные для расчета экономической эффективности толерантного топлива

| Исходные данные | | | | |
|------------------------------------|-----------------------|-----------------------|------------------------------------|------|
| Эл. мощность реактора, МВт | 1200 | | | |
| Топливная кампания (мес.) | 18 | 24 | 24 | |
| Тип топлива | UO₂ | UO₂ | U₃Si₂ | |
| Среднее обогащение, % | 4,73% | 6,00% | 4,26% | |
| Отпускная цена на э/э (\$/МВт*час) | 100 | | | |
| CAPEX, \$/кВт (эл) | 5000 | | | |
| OPEX (без топл. затрат), \$/МВт*ч | 135 | | | |
| μ _E | - | 0,02 | 0,02 | |
| μ _F | - | 0,15 | -0,07 | |
| Топливные затраты (млн \$/год) | 74 | 86 | 69 | |
| Расчетные показатели | | | | |
| NPV, млрд. долл. | r = 3% | 14,3 | 13,6 | 15,2 |
| | r = 5% | 7,3 | 6,8 | 7,9 |
| | r = 7% | 3,2 | 2,8 | 3,6 |
| IRR, % | | 12,6 | 12,2 | 13,1 |
| DPP, лет | r = 3% | 10,2 | 10,6 | 9,8 |
| | r = 5% | 12,7 | 13,3 | 12,0 |
| | r = 7% | 17,2 | 18,3 | 15,9 |
| LCOE, долл./МВт·ч | r = 3% | 48,3 | 51,5 | 46,0 |
| | r = 5% | 61,4 | 64,4 | 58,9 |
| | r = 7% | 77,3 | 80,1 | 74,7 |

Таким образом, на основе предложенной методики в работе показано, что использование толерантного топлива способно улучшить экономику ядерного топливного цикла АЭС, а также повысить конкурентоспособность АЭС по отношению к альтернативным источникам электроэнергии.

Литература

1. Семенов Е.В., Харитонов В.В. Методика оценки экономической эффективности использования толерантного ядерного топ-

лива. Тезисы к XVII международной молодежной научно-практической конференции «Будущее атомной энергетики – AtomFuture 2021», Россия, Обнинск, 22-23 ноября, 2021.

2. Семенов Е.В., Харитонов В.В. Микроэкономика повышения безопасности АЭС на основе толерантного топлива // Микроэкономика. 2021. № 5. С. 49–61.

СОВРЕМЕННЫЕ ТЕНДЕНЦИИ РАЗВИТИЯ ПОЛУПРОВОДНИКОВОЙ ПРОМЫШЛЕННОСТИ РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ

Волков Е.С.

ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

В настоящее время мировой рынок полупроводниковых материалов в том числе на основе арсенида галлия является сравнительно небольшим. Основными производителями монокристаллических слитков и подложек для роста эпитаксиальных структур из арсенида галлия являются компании Германии, США, Японии и Китая, способные пережить экономический кризис в мир [1].

В области поставок слитков монокристаллического арсенида галлия Sumitomo Electric (Япония), Freiburger Composite Materials (Германия) и АХТ (США) являются лидерами на рынке кристалльного производства [4]. Российский рынок кристаллов для материалов на основе арсенида галлия отличается незначительным по мировым меркам объемом. Производителями монокристаллического арсенида галлия на Российском рынке являются АО «Гиредмет» и ООО «Лассард». Однако до настоящего времени основные потребности российских компаний в значительной мере покрывались за счет импорта.

На сегодня, в условиях санкций, поставки микроэлектроники в Россию прекращены или находятся под угрозой прекращения. Перспектива технологической изоляции России побуждает страну активно заниматься импортозамещением и вкладывать средства в развитие отечественного рынка полупроводников.

Появляются новые инвестиционные проекты, направленные на реализацию производства полупроводников таких как арсенид галлия, который применяется при создании лазерной техники, космической связи и телекоммуникаций в целом.

Реализация производства полупроводников в Российской Федерации утверждена «Стратегией по развитию радиоэлектронной промышленности до 2030 года» Министерством промышленности и торговли. В стратегии указываются меры по разработке технологии изготовления полупроводниковых лазеров, в том числе на основе арсенида галлия, для всех областей применения, включая телекоммуникационное оборудование и сканирующие лидары (LIDAR) [3].

Так в 2021 году Министерством промышленности и торговли РФ был заключен контракт с компанией Lassarд для осуществления НИОКР с целью разработки многотигельной установки для производства монокристаллов арсенида галлия и германия диаметром 100 и 150 мм методом вертикальной направленной кристаллизации (VGF) [2].

Правительство рассчитывает, что компания начнет выпуск оборудования в 2026 году, что позволит российским производителям полупроводников увеличить производство монокристаллов и подготовить специалистов, которые могут реализовать потенциал предложенной технологии [5].

Предполагается, что проект направлен на снижение зависимости российских производителей электроники от иностранных поставщиков в условиях беспрецедентных ограничений доступа на мировой рынок и нарушения традиционных цепочек поставок.

Литература

1. Н.А. Кульчицкий, А.В. Наумов и др. Фотоника – новый драйвер арсенида галлия. - М.: Фотоника, 2020.
2. Газета Коммерсантъ: последние новости России и мира <https://www.kommersant.ru/doc/5065569> [Электронный ресурс]. – Режим доступа: (дата посещения 14.11.2022).
3. Газета Коммерсантъ: последние новости России и мира [Электронный ресурс]. – Режим доступа: https://www.kommersant.ru/doc/5029560?utm_source=yxnews&utm_medium=desktop&utm_referrer=https%3A%2F%2Fyandex.ru%2Fnews%2Fsearch%3Ftext%3D (дата посещения 14.11.2022).
4. Г.Г. Лессар. Влияние экспортных ограничений на развитие российской полупроводниковой отрасли [Электронный ресурс]. – Режим доступа: <https://vc.ru/future/389773-vliyanie-eksportnyh>

ogranicheniy-na-razvitie-rossiyskoy-poluprovodnikovoy-otrasli (дата посещения 01.11.2022).

5. Портал выбора технологий и поставщиков [Электронный ресурс]. – Режим доступа: [https://www.tadviser.ru/index.php/index.php/Компания:Росэлектроника_\(Российская_электроника\)](https://www.tadviser.ru/index.php/index.php/Компания:Росэлектроника_(Российская_электроника)) (дата посещения 14.11.2022).

ИНТЕГРАЦИОННЫЕ МЕХАНИЗМЫ УПРАВЛЕНИЯ ВЫСОКОТЕХНОЛОГИЧНЫМИ ПРЕДПРИЯТИЯМИ В НОВЫХ ЭКОНОМИЧЕСКИХ УСЛОВИЯХ

*Раецкая Т.Е.
АО «ЭКОН, г. Обнинск*

Конфуций ещё около 6-5 века до нашей эры сказал: «Не дай нам бог жить в эпоху великих перемен!»

Самым ценным конкурентным преимуществом в условиях изменений, является гибкость, высокая и быстрая адаптируемость предприятия ко внешним изменениям.

Современная политическая ситуация в мире диктует новые экономические условия функционирования организациям всех отраслей экономики, в том числе и высокотехнологичным крупным и малым предприятиям.

Крупные корпорации, имея в своём активе достаточное количество ресурсов, как то: государственный заказ, финансирование, низкую конкуренцию, и целый ряд других преимуществ, тем не менее являются структурами громоздкими и неповоротливыми. Эта инертность часто мешает оперативно менять курс, перестраиваться, переходить на другие рельсы.

Средний и особенно малый высокотехнологичный бизнес находится в иной ситуации. В условиях ограниченности, дефицита ресурсов, главными из которых сегодня являются не только деньги, но и кадры, эти предприятия обладают необходимой, так сказать «высоколиквидной» гибкостью, которая позволяет им быстро перестроиться на новый процесс, новую продукцию или даже новое направление деятельности.

Такая быстрая адаптивность достигается за счёт интеграционных процессов, как внутри предприятия, так и внешних.

Малые и средние высокотехнологичные предприятия не могут выжить самостоятельно, изолированно, независимо от внешних контактов. Так или иначе, они вынуждены включаться в кооперационные цепочки, образовывать связи с такими же как они сами или крупными компаниями, создавать и вступать объединения по отраслям деятельности или в региональные союзы, сотрудничать с государственными институтами развития и поддержки, ВУЗами и финансовыми организациями.

Интеграционные процессы в высокотехнологичных отраслях экономики характеризуют механизмы объединения, взаимодействия и установления взаимосвязей между технологически связанными хозяйствующими субъектами, а также государственными, образовательными, информационными и консультационными бизнес-структурами [2].

Такие интеграционные механизмы (механизмы взаимодействия), как: горизонтальная интеграция, то есть кооперация с себе подобными или более крупными компаниями на паритетных условиях, с сохранением независимого управления; вертикальная, межуровневая интеграция, включающая интеграцию внутри корпорации; интеграция между корпорацией и обществом, интеграция приобретенных, поглощённых или присоединяемых организаций, то есть объединение, слияние компаний в корпорацию, с целью создать эффективную хозяйственную единицу, включающая структурную, организационную культуру и кадры, – являются инструментами результативного функционирования предприятий высокотехнологичных отраслей экономики. Корпорации моделируется как сложная организационно-экономическая система, которая целенаправленно создается для решения приоритетных задач развития промышленности, региона и экономики в целом [1].

Литература

1. В.А. Гуржиев, Н.И. Рогов, Е. Гончарова. Организационно-функциональная модель реструктуризации интегрированных экономических структур в посткризисный период. // интернет-журнал "Наукovedение", Вып. 2 (21), 2014. Режим доступа: <http://naukovedenie.ru/PDF/59EVN214.pdf>

2. И.А. Тронина. Методология управления инновационным развитием интегрированных систем в высокотехнологичной сфере современной экономики, диссертация, Орёл, 2014.

SWOT-АНАЛИЗ В АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКЕ И ДРУГИХ ВЫСОКОТЕХНОЛОГИЧНЫХ ОТРАСЛЯХ ЭКОНОМИКИ

*Шкодов Д.В.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Для оценки состояния внутренней и внешней среды бизнеса используются различные методики, в числе которых можно выделить PEST-анализ, SWOT-анализ, конкурентный анализ М. Портера и так далее.

SWOT-анализ — это метод стратегического планирования, с помощью которого происходит оценка внутренних и внешних факторов, влияющих на развитие компании.

Данная методика помогает оценить сильные и слабые стороны компании и определить перспективы развития и угрозы извне. То есть сопоставляет внутреннюю среду организации с возможностями и угрозами внешней среды. Если обратиться к расшифровке «SWOT», то аббревиатуры данного метода могут быть описаны, как S-Strengths (сильные стороны), W-Weaknesses (слабые стороны), O-Opportunities (возможности), T- Threats (угрозы).

Задачами SWOT-анализа являются: выявление сильных и слабых сторон, оценка перспектив и угроз со стороны внешней среды, выстраивание связей внутренние и внешние факторы (сильные и слабые стороны сопоставляются с возможностями и угрозами), определение и изучение основных направлений развития компании.

Если рассматривать цели SWOT-анализа, то из основных мы можем выделить, такие как: выявление текущих и будущих сильных и слабых сторон компании, определение влияния внешней среды на деятельность компании, понимание возможности использования сильных сторон, а также понимание, насколько слабые стороны тормозят процесс развития компании и ее статус на рынке

SWOT-анализ является достаточно наглядным, относительно простым в применение методом, его преимуществами выступают универсальность, работа с сопоставлением данных, возможность использования как в краткосрочной, так и в долгосрочной перспективе.

Недостатки также имеются, а именно возможность полностью оценить только текущую ситуацию, отсутствии возможности конкретизации выводов, большая зависимость от компетентности аналитика, высокая вероятность ошибок в расчетах.

Тем не менее данный метод достаточно часто применяется на практике, SWOE-анализ будет полезен, как малому проекту, так и крупному бизнесу вне зависимости от отраслевой и ведомственной принадлежности. Метод подходит компаниям, находящимся на разных этапах жизненного цикла от «молодых» до «взрослых», отмечу для компаний взрослых этот метод применим для определения антикризисных мероприятий, выделение точек роста, пересмотра стратегии, и молодым предприятиям – для выстраивания маркетинговых стратегий, плана борьбы с конкурентами.

В настоящий момент времени одна из ведущих Российских компаний-госкорпораций «РОСАТОМ», также активно применяет SWOT-анализ для планирования целей своего развития как в средней, так и в долгосрочной перспективе.

Для наглядности обычно результаты свод анализа сводят в таблицу, в которой представлены сильные слабые стороны возможности угрозы и различные комбинации.

Такие как:

- 1) Комбинация стратегии развития, где есть сильные и возможности.
- 2) Комбинация ограничения стратегии развития, включающая угрозы и слабые стороны
- 3) Комбинация стратегии внутренних преобразований, включающая возможности и слабые стороны
- 4) Комбинация преимущества, включающая сильные стороны и угрозы

В компании «РОСАТОМ» преобладают сильные стороны. При анализе внутренней среды выяснилось, что главные факторы, влияющие на компанию это: гибкость ценовой политики, уровень квалификации персонала, уровень обслуживания клиентов, рентабельность, ликвидность, оборачиваемость.

ПРОЕКТНЫЙ МЕНЕДЖМЕНТ В СФЕРЕ ВЫСОКОТЕХНОЛОГИЧНЫХ ОТРАСЛЕЙ ЭКОНОМИКИ

*Паукова Д.А., Тимашикова Т.Е.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

В постоянно изменяющихся рыночных условиях и с четко наметившимся трендом к цифровой трансформации хозяйствующим субъектам приходится быстро адаптироваться и внедрять современные методы и инструменты управления. Проектный менеджмент давно зарекомендовал себя с положительной стороны и успешно применяется в коммерческих предприятиях. Удачным практическим решением он может стать и для предприятий государственной сферы, включая атомную энергетику.

Существует ряд эффективных фреймов, стандартов и методов управления, таких как PMBoK, Scrum, Lean, Kanban. Все они помогают достигать поставленные цели проектов, нивелировать риски, минимизировать отклонения от намеченного плана. Управление предприятием становится похожим на управление цепочкой проектов, что в целом оптимизирует его работу. К тому же важными задачами проектного менеджмента являются контроль бюджета, распределение обязанностей и построение эффективной коммуникации внутри проектной группы.

Многозадачность проектного менеджмента, используемый процессный подход, а также сравнительно новый подход, основанный на принципах, обуславливают сложность практической реализации, в этом контексте логичным представляется использовать конкретные IT-решения. Отечественные софтверные компании предлагают ряд продуктов для проектного менеджмента, хотя назвать этот рынок разнообразным можно весьма условно.

Битрикс24 — корпоративная система управления — в большинстве случаев, применяемая как CRM-система, имеет широкие возможности для работы с проектами. Дополнительный модуль Битрикс24 «Задачи и проекты» включает в себя инструменты PMBoK 7 календарь контрольных событий, диаграмму Ганта, а также канбан-доску.

Постановка задачи для сотрудника или проектной группы происходит в несколько кликов. Главная цель постановки задачи, даже если она не выполняется сразу — не забыть про нее, что повсеместно встречается в проектном менеджменте, особенно при наличии множества задач и подзадач. У любой задачи есть край-

ний срок выполнения, приоритетность, наблюдатели. Внутри карточки задачи можно загружать необходимые документы, добавлять комментарии и менять ответственного. Диаграмма Ганта становится удобным инструментом визуализации сроков проекта, а также позволяет оценить временные риски. А представление задач в виде канбан-доски с необходимыми стадиями задает верный регламент работы и дает возможность всем сотрудникам работать в едином пространстве.

В Битрикс24 есть много сценариев автоматизации, позволяющих руководителю облегчить контроль. Например, в данной системе, можно вывести сводку по выполнению задач сотрудниками, где будет отражено время конкретного подчинённого на определенную задачу. Также предусмотрена система автоматических уведомлений, пользователь получит напоминание, когда задача приблизится к крайнему сроку

Однозначно стоит отметить, что система Битрикс24 является лучшим решением корпоративного портала по статистике 2020 года и прекрасно подходит для внедрения проектного управления в высокотехнологичные отрасли экономики.

Литература:

1. С.С Григорьева Эффективное управление сервисной компанией. Автоматизация путем внедрения CRM системы Битрикс24//Вестник магистратуры, – Москва, 2018. Сообщество экспертов [Электронный ресурс] Режим доступа:https://www.bitrix24.ru/articles/project_management.php

СИСТЕМА УПРАВЛЕНИЯ ЗНАНИЯМИ И КОРПОРАТИВНАЯ КУЛЬТУРА ВЫСОКОТЕХНОЛОГИЧНОГО ПРЕДПРИЯТИЯ, НА ПРИМЕРЕ ГК «РОСАТОМ»

*Шаталова В.Д., Новосадов С.А.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Актуальность выбранной темы исследования очевидна, поскольку современное развитие экономики, особенно в условиях санкций, невозможно без увеличения роли деятельности предприятий высокотехнологичных отраслей.

Цель исследования - изучение зависимости системы корпоративной культуры и системы управления знаниями (СУЗ) для повышения инновационной эффективности предприятия.

Задачи исследования: изучение методических основ взаимодействия двух вышеназванных подсистем; анализ СУЗ, западных компаний; проведение оценочного исследования на примере ГК «Росатом»; доработка существующей модели СУЗ.

Объект исследования: ГК «Росатом». Предмет исследования: корпоративная культура и система управления знаниями. Методы исследования: контентный анализ, методы абстракции, обобщения, анализа и синтеза.

Высокотехнологичное предприятие в своей деятельности ориентируется на создание, освоение и практическое использование совокупности инноваций, которая в процессе управления рассматривается как инновационная подсистема предприятия [1]. Одними из основных компонентов гибких факторов организации, следует выделить корпоративную культуру и подсистему управления знаниями. Согласно исследователям в области корпоративной культуры она имеет различные типы (Deal T.E., Kennedy A.A.[2]) и свою универсальность. При изучении корпоративных культур Шейн Э.Х. сформулировал три ее уровня: поверхностный (символический) уровень; подповерхностный (ценности); глубинный уровень (базовые представления)[3].

Некоторые исследователи (Н.В. Аксенова[4]), определяют место для создания СУЗ на подповерхностном уровне, где происходит, создание инноваций и коммуникация обмена знаниями. Процесс управления знаниями предполагает выполнение ряда функций: создания условий зарождения, приобретения, накопления, обработки и систематизации, распространения, использования, контроля и обмена знаниями. По итогам исследований западных компаний (И.Б. Адова, С.Е. Артюшина [5]), были выявлены инструменты, которые используются в данных моделях, что позволило вскрыть их сильные и слабые стороны.

Результатом исследования СУЗ ГК Росатом, стало отнесение ее к процессной модели управления знаниями. Были выявлены проблемы, возникающие в ходе прохождения инновации по этапам. Исходя из этого, предлагается оптимизировать алгоритм принятия решений по стадиям внедрения инновации путем выведения некоторых этапов в параллельный процесс. Это позволит, существенно сократить время внедрения и коммерциализации идеи, и тем самым повысить эффективность и прибыльность самой корпорации.

Литература

1. Мотышина М. С. Учебное пособие: Исследование систем управления. Российской академии народного хозяйства и государственной службы при Президенте РФ – 2006.

2. Deal T. E., Kennedy A. A. Corporate Cultures : The rites and rituals of corporate life. Reading (MA) : Addison-Wesley, 1982

3. Шейн Э. Х. Организационная культура и лидерство. 4 изд./ Пер. с англ. - СПб.: ПИТЕР, 2013.- 352 стр.: ил.

4. Аксёнова Н. В. Организационные культуры и управление знаниями на предприятиях: проблемы взаимной адаптации //Известия Байкальского государственного университета. – 2009. – №. 6.

5.И.Б. Адова, С.Е. Артюшина. Особенности проектирования систем управления знаниями в транснациональных компаниях // Вестник Томского государственного унив. Экономика. 2018. № 41. стр.29-40.

ОСОБЕННОСТИ РАЗВИТИЯ ВЫСОКОТЕХНОЛОГИЧНОГО БИЗНЕСА В РОССИИ

*Кобылина Е.В., Гусева К.А.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г.Обнинск*

Высокотехнологичный бизнес – часть инициативной экономической деятельности, которая осуществляется не только за счёт собственных или заемных средств, но и с использованием интел-

лектуального капитала в качестве основного капитала предприятия, при этом включая в себя особые составляющие: интеллектуальную собственность и персонал высокой квалификации.

Высокотехнологичный бизнес имеет ряд своих особенностей, которые выделяют его среди прочих видов бизнеса и определяют специфику управления им.

Основными положительными качествами введения в бизнес-процессы высоких технологий являются: возможность оптимизации различных процессов в предпринимательстве, образование новых источников прибыли, прогресс в области скорости и качества обслуживания. Основной проблемой и недостатком высокотехнологичного бизнеса являются повышенные риски.

Выбор высокотехнологичной компании определяется не только её ресурсным потенциалом, но и степенью сформированности её технологической платформы, а также готовностью не только войти в ту или иную рыночную нишу, но и успешно развить свой интеграционный потенциал внутри нее [1].

Высокотехнологичный бизнес полностью соответствует одной из основных тенденций современной экономики — он всецело ориентирован на глобальный рынок [2].

В практике ведения высокотехнологичного бизнеса особо значимыми факторами его развития принято считать: развитие платформенной системы предприятия и его экосистемы, унификацию потребительских стандартов, интеграцию внутри отрасли, глобализационные процессы и способность выгодно внедрять элементы и методики традиционного бизнеса.

Российская Федерация имеет высокий потенциал к развитию обширного кластера предприятий высокотехнологичных отраслей.

С момента своего основания высокотехнологичный бизнес сразу начинает требовать большого количества денежных средств. При этом в нашей стране основная часть капитала сосредоточена в традиционном бизнесе. Он же и оттягивает на себя большинство инвестиций, становясь дороже и привлекательнее. Также, высокотехнологичный бизнес призван внедрять новые продукты производства на различные рынки, разрабатываются эти продукты людьми, которые имеют качественное техническое образование. Здесь и возникает проблема, за предыдущие три десятилетия боль-

шей популярностью пользовалось получение гуманитарного образования. Проблема отягощена и оттоком кадров из РФ (аутсорсинг и трудовая миграция). Ожидаемым результатом решения проблем высокотехнологичного бизнеса является рост высокотехнологичных секторов в регионах, что поспособствует и развитию инновационного потенциала РФ.

Необходимо формировать и исполнять комплексные программы цифрового развития субъектов РФ, принимая меры не только в области развития самих высоких технологий, но и актуализируя информационную инфраструктуру, нормативную базу, степень цифровизации государственного управления и подготовки кадров для цифровой экономики. Высокотехнологичному бизнесу поддержка необходима на всех возможных уровнях, начиная с государственного.

Литература

1. S. Muegge Platforms, Communities and Business Ecosystems: Lessons Learned about technology Entrepreneurship in Interconnected World // Tecnology Innovation Management Review. №3, 2013
2. Дж. Мур Стратегия сильной руки // Harvard Business Review. №5, 2006

СИСТЕМА МОТИВАЦИИ ДЛЯ СОТРУДНИКОВ ОТДЕЛА МСФО

*Аброськина Ю.Н., Булычева М.В.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Долгосрочные тренды в экономике и на рынке труда позволяют сделать вывод о том, что спрос на специалистов в области учета и финансов, имеющих компетенции по МСФО в ближайшие пять лет будет расти быстрее, чем предложения кандидатов, это связано с тем, что крупные и средние российские компании все больше вовлекаются в мировую торговлю, происходит укрупнение холдингов и развитие вертикальной интеграции в ключевых отраслях экономики в связи с привлечением заемного банковского финансирования, что порождает спрос на МСФО-отчетность, востребованность специалистов в области МСФО на иностранных рынках труда.

Среди обязательных требований к кандидату на работу в отдел МСФО работодатели указывают:

- высшее экономическое образование;
- повышение квалификации в области МСФО, подтвержденное соответствующими международными сертификатами, такими как ACCA, CFA, CMA, DipIFR;
- опыт работы в области учета и финансов, знание двойной записи и основных форм финансовой отчетности;
- компьютерная грамотность.

KPI позволяет выстроить работу разных подразделений над одной задачей [1]. После периода локдауна и работы из дома многие специалисты не готовы рассматривать работу в офисе, разработать систему мотивации работников поможет определение целевого уровня заработной платы, исследования показывают, что учетный специалист, обладающий практическими навыками в области МСФО, соответствующим международным сертификатом и знанием иностранного языка, может рассчитывать на доход в среднем на 20–40 процентов выше, чем специалист с сопоставимыми компетенциями, но работающий исключительно по национальным стандартам. Далее следует определить долю KPI в общей величине заработка сотрудника.

Для рядового рабочего вводить KPI в систему мотивации нецелесообразно, тут может помочь оплата переработок, возникших по инициативе компании.

Доля KPI в общей величине заработка ведущих бухгалтеров по МСФО может составлять от 10 до 25%, если доля меньше 10% она не будет значима для сотрудника, а соответственно, задачи, включенные в KPI, не будут у него в приоритете. Доля свыше 25% осложнит компании подбор и удержание специалистов, 20% - оптимальная величина.

Структуру KPI для руководителей среднего звена следует разбить на 2 составляющие:

- 50–70 процентов KPI должны приходиться на качественное и своевременное выполнение текущих операционных функций.
- 30–50 процентов KPI должны формироваться как декомпозиция задач, стоящих перед руководителем отдела МСФО. Например, если требуется повысить аналитичность учета себестоимости,

то целесообразно отвести под эту задачу 30–50 процентов KPI руководителя группы учета производственных операций.

В структуре заработка руководителя отдела МСФО доля KPI может достигать 30–40 процентов. Среди задач, которые следует включать в KPI руководителя отдела МСФО, можно выделить: формирование отчетности по новым направлениям деятельности и бизнес-процессам, введение в периметр МСФО-консолидации новых бизнесов, постановка учета в иностранных представительствах, автоматизация отчетности. Важный блок — повышение аналитичности отчетов для принятия решений в области производства, закупок, сбыта.

Так же к дополнительной мотивации можно отнести внешнее обучение за счет компании (МСФО и английский язык), внутреннее обучение и составление дорожных карт профессионального развития.

Квалифицированные бухгалтеры, работающие по международным стандартам, востребованы на рынке труда, их удержание требует эффективного применения KPI и методов нематериальной мотивации.

Литература

1. Бульчева М.В. Методика ОКР: как научиться ставить цели, чтобы сотрудники выполнили их на 100% // Лучшая студенческая работа 2021. Сборник статей Международного научно-исследовательского конкурса. Пенза, 2021. С. 90-93.

СТРАТЕГИЧЕСКИЕ АСПЕКТЫ РАЗВИТИЯ ГК «РОСАТОМ»

Семёнова А.С.

ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

Государственная корпорация «Росатом» является российской государственной корпорацией, специализирующейся на ядерной энергетике, ядерных неэнергетических товаров и высокотехнологичной продукции. Также стоит отметить, что компании ядерного энергетического комплекса «Росатома» интегрированы в рамках

отдельных дивизионов: горнорудного, топливного, дивизиона «Сбыт и трейдинг» машиностроительного и электроэнергетического дивизионов, дивизиона зарубежного строительства и дивизиона строительства в России. Именно из-за значительной диверсификации деятельности для ГК «Росатом» крайне актуально выстроить стратегию развития. Эта стратегия будет охватывать основные направления ее деятельности: управление инвестициями, инновациями, маркетинг, управление ассортиментом услуг и другие.

На стратегию развития оказывает влияние ряд факторов внешней макросреды, ключевыми из которых являются правовые, экономические, технологические и экологические параметры [2]. Безусловно все их стоит учитывать не только при разработке генеральной стратегии развития, но также при стратегии инновационного, инвестиционного развития, финансовой стратегии и т.д.

Поскольку Госкорпорация «Росатом» объединяет предприятия одной из наиболее высокотехнологичных отраслей промышленности, то ее инновационное развитие является неотъемлемым условием сохранения позиций технологического лидерства и обороноспособности страны, и, как следствие, выступает одним из базовых приоритетов ее деятельности.

Стратегия инновационного развития ГК «Росатом» базируется на ряде приоритетов, имеет целевые установки, которые, в частности, приведены в паспорте программы инновационного развития и технологической модернизации Госкорпорации «Росатом» на период до 2030 года (в гражданской части) в редакции 2022.

Основными целями такой программы являются:

- Обеспечить опережающее научно-технологическое развитие Госкорпорации «Росатом» и ее организаций, энергетическую безопасность РФ и реализовать прорывные научно-технологические направления для сохранения позиций технологического лидерства – присутствия Госкорпорации «Росатом» на рынках атомной энергетики ведущих стран мира и повышения экспорта высокотехнологической продукции на внешние рынки;
- Обеспечить максимальный уровень безопасности атомной энергетики и минимизации ее воздействия на окружающую среду за счет создания ядерных, термоядерных и смежных технологий в тесной кооперации с другими ведущими российскими научными и

образовательными организациями и промышленными предприятиями;

- Увеличить объем производства и продаж инновационной продукции на основе разработки высокотехнологичных продуктов, внедрения передовых производственных технологий и технологической модернизации производств, а также за счет развития механизмов продвижения продукции на новые сегменты глобального рынка;

- Внедрить механизмы, направленные на поддержание способности Госкорпорации «Росатом» и ее организаций к самосовершенствованию и инновациям [1].

Для достижения поставленных целей необходимо постоянное совершенствование технологических и организационных процессов, поиска новых методов взаимодействия с игроками на рынке и непрерывное повышение эффективности различных сфер деятельности.

Литература

1. Государственная корпорация по атомной энергии «Росатом» [Электронный ресурс]: Паспорт программы инновационного развития и технологической модернизации Госкорпорации «Росатом» на период до 2030 года (в гражданской части) в редакции 2022 года // – г. Москва – 2022 г. // Режим доступа: <http://www.innov-rosatom.ru/innovatsionnaya-programma-rosatoma/>

2. Пантелей Д.С. Проблемы конкурентоспособности госкорпорации на мировой рынке на примере госкорпорации «Росатом» – дис. на соискание ученой степени кандидата экономических наук. – г. Москва – 2019 г.

РЫНОЧНЫЕ БАРЬЕРЫ И СТИМУЛЫ ИНВЕСТИРОВАНИЯ В ЭНЕРГЕТИКУ: МЕЖДУНАРОДНЫЙ АСПЕКТ

*Штыкова Ю.А., Новосадов С.А.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Проблемы с финансированием энергетики сохраняются в 2021 и 2022 году: кредитный риск, отсутствие спроса и доверия к отрасли энергосервисных компаний (ЭСКО), за которыми следуют

административные барьеры и проблемы с агрегированием и секьюритизацией проектов. Наиболее влиятельные факторы реализации проектов ЭСКО: поддерживающая государственная политика и субсидии, потребительский спрос на проекты, высокие цены на энергоносители, доступ к финансированию.

В 2021 году государственные расходы на исследования и разработки в области энергетики выросли до 38 миллиардов долларов США, почти 90% из которых было направлено на исследования и разработки в области низкоуглеродной энергетики. Однако рост на 5% был медленнее среднегодового показателя в 7% в период с 2017 по 2020 год. Увеличение финансирования энергетики было запланировано правительствами всего мира в 2021 году в рамках пакетов стимулирующих мер, в основном для водорода, CCUS и хранения энергии.

В Европе запущены новые программы финансирования. Среди них «Энергетический катализатор прорыва» — это новый подход к государственному финансированию в тандеме с частной организацией Breakthrough Energy. В 2023 году может быть выделен 1 миллиард долларов США государственных и частных средств для проектов ЕС в области чистого водорода, долговременного хранения энергии, экологичного авиационного топлива и DAC. В январе 2022 г. запустилось приглашение подать заявку на софинансирование через InvestEU механизм экономического восстановления, наряду с грантами, акционерным капиталом и соглашениями о закупках при содействии частного партнера для стимулирования спроса, что способствует дополнительному развитию энергетики в перспективе.

В 2021 году правительство Австралии запустило проект «Дорожная карта инвестиций в технологии», через который планируется инвестировать более 22 миллиарда австралийских долларов в технологии с низким уровнем выбросов в десятилетие до 2030 года для поддержки декарбонизации.

Проект «Управление демонстраций чистой энергии» в США профинансирован на 21,5 миллиарда долларов США на период с 2022 по 2025 год, из которых 37% уже выделено на водородные хабы, 22% — на сети и накопители энергии, 16% — на CCUS и 2% — на предотвращение промышленных выбросов.

Великобритания объявила самый большой государственный бюджет на исследования и разработки на 2022–2025 годы в размере 1,3 миллиарда долларов США. Для этого используется инновационный портфель Net Zero, почти все средства которого уже направлены на 10 технологических тем, охватывающих энергоснабжение, хранение и конечное использование, а также удаление углекислого газа.

При рассмотрении потенциала увеличения расходов показательным является соотношение государственных расходов на исследования и разработки в области энергетики к национальному доходу. Хотя текущая тенденция государственных расходов на НИОКР неуклонно повышалась даже до энергетического кризиса в 2022 году, их доля в ВВП намного ниже, чем в 1970-х годах.

Литература

1. Европейская статистическая система [Электронный ресурс]. – Режим доступа: <https://ec.europa.eu/eurostat> (дата обращения 14.11.2022).

2. Мартынова Е. В. Инвестиционная политика государства и усиление государственного контроля за эффективностью инвестиций в энергетике // Системное тарифное регулирование в энергетической отрасли: теория, методология, практика. – 2022. – С. 488-503.

3. Оксфордский институт энергетических исследований [Электронный ресурс]. – Режим доступа: <https://www.oxfordenergy.org/publication-topic/energy-insight/> (дата обращения 14.11.2022).

РАЗВИТИЕ ИНВЕСТИЦИОННОГО ПОТЕНЦИАЛА РОСАТОМА В СФЕРЕ ЦИФРОВЫХ ТЕХНОЛОГИЙ

*Потянова М. А., Осипов В.А.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Государственная корпорация «Росатом» - один из мировых лидеров в ядерной отрасли. На сегодняшний день у компании есть цель – обеспечение глобального лидерства по доходам и технологиям. Это можно достичь только за счет поддержания долгосроч-

ной конкурентоспособности и устойчивости бизнеса к изменяющимся условиям, а именно внедрения совершенно новой и высокотехнологичной продукции, новых технологических процессов.

Деятельность Госкорпорации «Росатом» охватывает огромный спектр основных направлений, таких как: ядерный энергетический комплекс; выработка и производство электроэнергии; ядерная и радиационная безопасность; разработка единой цифровой стратегии (ЕЦС) и так далее. Последнее - преимущественно направлено на курс импортозамещения.

В настоящее время особое внимание государством уделяется IT-отрасли. Так, с 31 марта 2022 года был издан президентом РФ В.В. Путиным указ о запрете покупки и использования иностранного программного обеспечения (ПО) объектами критической информационной инфраструктуры (КИИ). Кроме того, согласно указу №166 от 30 марта 2022 года вышеупомянутые субъекты обязаны использовать отечественные технологии, в том числе радиоэлектронную продукцию. К объектам критической информационной инфраструктуры относятся государственные органы и учреждения, российские юридические лица, которые функционируют в области здравоохранения, транспорта, науки, энергетики, промышленности и так далее. Согласно статистическим данным, приведенным разработчиком в сфере информационной безопасности Positive Technologies, количество кибератак в I квартале 2022 года по сравнению с этим же периодом предыдущего года увеличилось на 107 единиц (с 607 до 714).



Рис. 1. Категории организаций, пострадавшие от кибератак

Согласно рисунку наибольшим атакам подвергаются государственные учреждения в сфере медицины и промышленности. Наибольший рост по рассматриваемому показателю показали и организации без привязки к отрасли (с 18% до 23%). Стоит отметить, что 67 % атак носили целенаправленный характер и привели в большинстве случаев к утечке конфиденциальной информации,

нарушению основной деятельности, ущербу интересам государства, прямым финансовым потерям. При этом российский рынок IT-технологий в настоящее время наиболее быстро не может перейти на отечественное ПО за счет того, что количество собственных разработок в сфере микроэлектроники недостаточно. Наиболее финансируемыми проектами со стороны государства являлись, те продукты, которые направлены на закупку госструктур, но не на открытый рынок (процессоры «Эльбрус» и другие). При этом остро стоит и вопрос низкой инвестиционной привлекательности микроэлектроники: первоначальные инвестиции достигают порядка миллионов долларов, при этом окупаемость проекта может составить более 7 лет, что наименее рискованно для государственных структур.

Исходя из этого, инвестирование государственной корпорации «Росатом» в микроэлектронику позволит, прежде всего, производить оборудование, создавая свою экосистему для КИИ. В дальнейшем разработки будут использованы не только внутри системы «Росатома», но и на открытом рынке.

Литература

1. Комков, Н. И. Состояние и перспективы развития отечественных промышленных компаний :// Проблемы прогнозирования. – М.: Университетская книга, 2020
2. Туровец Ю. В., Вишневский К. О. Стандартизация цифрового производства: возможности для России и ЕАЭС //Бизнес-информатика. – 2019. – Т. 13. – №. 3. – С. 78-96.

ОСОБЕННОСТИ ЦЕНООБРАЗОВАНИЯ ИНОВАЦИОННОЙ ПРОДУКЦИИ ДЛЯ ТЕПЛОЭНЕРГЕТИЧЕСКОГО СЕКТОРА

*Байдала В.В, Кобылина Е.В.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

В последние десятилетия наблюдается глобальная тенденция увеличения отпуска тепла ТЭС не только на территории РФ, но и в целом в мире, вопреки развитию атомной и других видов энергетики. Однако, главной проблемой современных ТЭС является от-

носителем низкая эффективность преобразования тепловой энергии в электрическую при сжигании топлива (мазута, угля, природного газа и проч.), цены на которое значительно возросли за последний год.

Решение данной проблемы находит отражение в разработках инновационных продуктов, предназначенных для непрерывного дистанционного беспробоотборного измерения содержания кислорода при сжигании топлива, что позволит оптимизировать его расход.

Так как энергетическая отрасль является одной из наиболее перспективных, установление оптимальной цены на продукты данного сектора является важным фактором, который отражает уникальные свойства продукции и технологии относительно конкурентов.

При обосновании политики ценообразования на инновационные продукты следует использовать 2 базовых метода:

- 1) затратный метод;
- 2) метод корреляционно-регрессионного анализа.

Итак, сущность первого состоит в калькулировании всех видов затрат, включенных в себестоимость продукции, без расчета наценки. Второй метод заключается в определении зависимости цены продукции от параметров, определяющих качество данного продукта, расчет производится через определение эмпирических функций зависимости переменных. Комбинирование обоих методов на практике является оптимальным, поскольку рациональнее сначала рассчитать производственную себестоимость, а затем определить наценку или иными словами, определить то, сколько готов заплатить потенциальный клиент за инновацию и качество.

Допустим, что производственная себестоимость является базовым показателем относительно которого производится наценка. Модель будет включать в себя результирующий показатель (Y) – средняя цена на газоаналитическое оборудование, млн. руб. Отсюда выявим ключевые параметры, влияющие на его величину:

- 1) сумма внутренних затрат на инновационную деятельность (X_1);
- 2) число организаций, осуществляющих инновационную деятельность в данной отрасли (X_2);
- 3) доля организаций, осуществляющих совместную кооперацию при разработке инновационного продукта (X_3);

4) доля экспорта газоаналитического оборудования – ценообразование является эффективным тогда, когда для разных рынков устанавливаются разные цены, в данном случае для внутреннего и внешнего (X_4).

Для оценки влияния факторов на цену была составлена корреляционная матрица в MS Excel. Расчеты производились на основе массива данных за 2010-2021 гг. Далее необходимо составить уравнение регрессии, на основе которого можно делать вывод о наценке сверх производственной себестоимости. Помимо этого, в уравнении должны соблюдаться условия значимости переменных и самой модели.

Литература

1. Сайт Росстата [Электронный ресурс]: Режим доступа: <https://rosstat.gov.ru/> (дата посещения – 12.11.2022)

РАЗВИТИЕ «ЗЕЛЁНОЙ» ЗОНЫ ГОСКОРПОРАЦИИ «РОСАТОМ» В НАСТОЯЩЕЕ ВРЕМЯ

*Шушпанова А.С., Кузнецова А.А.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Государственная корпорация по атомной энергетике «Росатом» является одной из ведущих в области обеспечения экологической безопасности в России. Главным приоритетом корпорации является минимизация негативного воздействия на окружающую среду и производство экологически безопасной электроэнергии. Атомные электростанции госкорпорации «Росатом» осуществляют свою деятельность в соответствии с экологической политикой. Экологическая политика корпорации основывается на принципах создания экологической безопасности страны.

Экологическая безопасность – это защищённость окружающей среды от негативного воздействия деятельности предприятий, чрезвычайных ситуаций и их последствий [2]. Деятельность атомных электростанций оказывает влияние на окружающую среду, поэтому вопрос экологической безопасности всегда остаётся актуальным.

10 ноября 2022 года госкорпорации «Росатом» присвоена оценка в «зелёной» зоне в рамках национального ESG-рейтинга.

Оценкой рейтинга занимается Аналитическое кредитное рейтинговое агентство (АКРА). По рейтингу ESG определяется уровень вовлеченности корпорации в следующих показателях: «Экология» (E), «Социальная ответственность» (S), «Управление» (G) [1]. Оценка проводится по пятибалльной шкале.

ESG – оценка не является кредитным рейтингом, она формируется путем проведения анкетирования и анализа информации, которая включает в себя отчеты, публичную документацию.

В соответствии со шкалой ESG-оценок АКРА, «Росатом» оценивается высоко в области экологии, социальной ответственности, управления и ему присваивается оценка ESG –3, категория В [3]. Следовательно, корпорация уделяет большое внимание экологическим, социальным и управленческим вопросам.

Госкорпорация «Росатом» продолжит принимать меры по безопасному производству электроэнергии в России. В перспективе корпорацией планируется сократить выбросы опасных отходов в окружающую среду, поддерживать безопасность всех объектов атомной энергетики, реализовывать политику экологической безопасности еще эффективнее [4].

На данный момент ведётся подготовка к созданию климатических проектов, которые будут затрагивать вопрос регулирования выброса парниковых газов.

Таким образом, госкорпорация «Росатом» является не только ведущей по производству электроэнергии, но также высоко оценивается в области экологии. Занимая устойчивые позиции на внутреннем и внешнем рынках, корпорация заинтересована в производстве экологически безопасной электроэнергии и способствует устойчивому развитию России.

Литература

1. Организационное развитие компаний энергетического и сырьевого секторов экономики: учебник для вузов / В. Л. Уланов. – Москва: Издательство Юрайт, 2022. – 312 с. Текст: электронный // Образовательная платформа Юрайт [сайт]. с. 258 – URL: <https://urait.ru/bcode/499061/p.258> (дата обращения: 16.11.2022).

2. Федеральный закон от 10.01.2002 №7 ФЗ (ред. от 26.03.2022) "Об охране окружающей среды" (с изм. и доп., вступ. в силу с 01.09.2022)

3. Официальный сайт «Росатом» [Электронный ресурс] Режим доступа: <https://www.rosatom.ru/index.html>

4. Отчёт государственной корпорации по атомной энергии «Росатом» за 2021 год [Электронный ресурс] Режим доступа: <https://www.rosatom.ru/upload/iblock/794/79400bc5329ab7d0e1d97aba960585e5.pdf>

СОДЕРЖАНИЕ

СЕКЦИЯ I

| | |
|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|----|
| РАСЧЕТ И КОНСТРУИРОВАНИЕ РЕАКТОРОВ АЭС | 3 |
| <i>Блинников А.А., Егоров М.Ю., Исанов К.А.</i> Расчетный анализ применения МОКС-топлива в ядерных реакторах | 3 |
| <i>Ву Д.В.</i> Эффективный радиус ядра при промежуточных и высоких энергиях взаимодействия | 5 |
| <i>Черешков Д.Г., Терновых М.Ю., Тихомиров Г.В., Рыжков А.А.</i> Анализ неопределенностей, вносимых ядерными данными, в критичность быстрых реакторов со свинцовым теплоносителем | 6 |
| <i>Внуков Р.А., Котов Я.А., Невиница В.А.</i> Оценка возможности получения экспериментальных данных для зон ВВЭР-СКД на стенде БФС | 8 |
| <i>Дурбажьев А.А., Терехова А.М., Розова А.С., Иванова М.М.</i> Влияние различного изотопного свинца на работу быстрого реактора со свинцовым теплоносителем | 9 |
| <i>Побелянская М.А., Внуков Р.А.</i> Создание тепловых зон в реакторе БН-600 и исследование возможности наработки радиоактивных изотопов | 10 |
| <i>Музафаров А.Р., Савандер В.И.</i> Использование эрбия в качестве выгорающего поглотителя в реакторах типа ВВЭР при работе в замкнутом топливном цикле | 12 |
| <i>Nekrasov M.E., Balachkov M.M., Kuznetsov M.S.</i> Influence of mechanical activation on the processes in the production of tungsten boride by SHS | 13 |
| <i>Кузьмин Б.И., Бегимова А.А.</i> Влияние аксиального профилирования топлива в реакторе типа ВВЭР | 15 |
| <i>Гердт Э.А., Внуков Р.А., Колесов В.В.</i> Обоснование безопасности аксиального профилирования ТВС ВВЭР-1200 на примере модели Z49A2 | 17 |
| <i>Розова А.С., Терехова А.М., Дурбажьев А.А.</i> Экспериментальные возможности исследовательских реакторов | 19 |
| <i>Исанов К.А., Кушнир Н.О., Егоров М.Ю.</i> Расчёт реактора для дожигания актинидов типа ВВЭР-1000 на торий-плутониевом топливе | 21 |
| <i>Nishad MD Akib Al, Terekhova A.M.</i> Uses of minor actinides as fuel in thermal reactors | 23 |

| | |
|-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|----|
| <i>Розова А.С., Терехова А.М., Дурбажеев А.А.</i> Исследовательские реакторы бассейнового типа: настоящее и будущее | 24 |
| <i>Франчук Е.А.</i> Изучение возможностей платформы PSEVEN для проведения связанных расчетных анализов с трехмерной нейтронной кинетикой | 25 |
| <i>Иванов Д.В., Шпилько М.А., Ахцигер И.А., Милютин Н.А.</i> Кросс-верификация расчетных комплексов САПФИР_95&RC_ВВЭР и САПФИР_РФ&RC_ВВЭР | 25 |
| <i>Ширкова Д. Е., Дикова Т.С., Терехова А.М.</i> Возможности внедрения ториевого ядерного цикла в топливно-энергетический комплекс | 27 |
| <i>Белявский С.В., Балачков М.М., Карван Р.А.</i> Моделирование удлиненных кампаний топлива реактора КЛТ-40С при помощи программы Monte-Carlo Universal | 29 |
| <i>Закиров Н.А., Внуков Р.А., Колесов В.В., Котов Я.А.</i> Исследования влияния моделирования плутониевых агломератов в МОХ-топливе на нейтронно-физические характеристики ТВС ВВЭР-СКД | 31 |
| <i>Аверченкова Е.П., Внуков Р.А., Колесов В.В., Иванов Е.</i> Исследование влияния учета микрогетерогенности на нейтронно-физические характеристики при моделировании элементарной ячейки реактора типа PWR | 32 |
| <i>Патракеева А.И., Шлапак Н.П.</i> Моделирование нейтронно-физических процессов в активной зоне маломощного реактора с высоким обогащением топлива | 34 |
| <i>Дурбажеев А.А., Райдун С.К., Розова А.С., Терехова А.М.</i> Преимущества использования свинца-208 в качестве теплоносителя быстрого реактора | 36 |
| <i>Шульжик Ф.С., Пивоварова А.А., Лапкис А.А.</i> Количественная оценка риска отказа оборудования при разработке риск-ориентированной стратегии ТОИР | 37 |
| <i>Филинюк В.А., Лапкис А.А.</i> Моделирование активной зоны реактора ВВЭР-СКД в коде SERPENT | 39 |
| <i>Исанов К.А., Кушнир Н.О., Егоров М.Ю.</i> Расчёт ВВЭР-1000 на торий-урановом топливе с тяжеловодным спектральным регулированием | 41 |
| <i>Carneiro R. , Mwiinga N., Oliveira J.J., Santana M.P., Scalise L., Soares V., Kolesov V.V.</i> Simulation of the IEA-R1 reactor core using the SERPENT 2 code | 43 |

| | |
|------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|----|
| <i>Щербачев С.С., Иванов Д.В., Каражелевская Ю.Е., Терехова А.М.</i> Моделирование экспериментального реактора-размножителя EBR-1 с использованием программного комплекса Serpent | 45 |
| <i>Годес А.И., Райдун С.К.</i> Уточнение скоростей реакций, удельных энерговыделения и потерь энергии в термоядерных устройствах на основе d-3He топлива и параметров критерия Лоусона для таких устройств | 47 |
| <i>Бегимова А.А., Кузьмин Б.И.</i> Влияние радиального профилирования топлива в реакторе типа ВВЭР | 48 |
| <i>Егоров Г.О., Фомин Р.В.</i> Оптимизация формы мишени, для увеличения наработки Sm ¹⁵³ на реакторе ВВР-ц | 50 |
| <i>Уляхин С.М., Внуков Р.А., Колесов В.В., Котов Я.А.</i> Влияние учета термализации на нейтроно-физические характеристики реактора типа ВВЭР-СКД | 52 |
| <i>Иваницкая Е.С., Терехова А.М.</i> МОКС топливо с гетерогенным размещением плутония | 53 |
| <i>Бутера В., Газаи С.Х., Найтак К.А., Садеги Х., Соколова Е.А.</i> Техничко-экономическая оценка производства водорода с использованием ядерных когенерационных электростанций IV поколения | 55 |
| <i>Коробейников А.Д.</i> Изучение возможностей платформы PSEVEN для проведения многовариантных расчетов по коду ТРАП-КС | 58 |
| <i>Фирсов Е.И. Скулкин В.О.</i> Исследование влияния использования торий-уранового оксидного топлива на нейтронно-физические характеристики ТВС реактора ВВЭР-1200 | 58 |

СЕКЦИЯ II

| | |
|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|----|
| ПРОЕКТИРОВАНИЕ И ЭКСПЛУАТАЦИЯ АЭС | 61 |
| <i>Сумин Р.В., Бокова Т.А., Волков Н.С., Маров А.Р., Погорелов М.Д., Мацин Н.В.</i> Исследования гидравлических потерь на трение по длине для трубы круглого поперечного сечения применительно к тяжелым жидкометаллическим теплоносителям | 61 |
| <i>Степанов К.И., Филиппова Н.А.</i> Анализ перспектив размещения новых атомных проектов на территории ТОСЭР | 63 |
| <i>Зюбанов В.А., Харчук С.Е., Махова Т.В.</i> Водородная очистка свинецсодержащего теплоносителя для обеспечения безаварийной эксплуатации исследовательских стендов и перспективных реакторных установок | 64 |

| | |
|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|----|
| <i>Зарапина Э.М., Стогов В.Ю., Мишин В.А.</i> Опыт сопровождения экспериментов, проводимых на действующих реакторах типа БН | 65 |
| <i>Калабин Е.В., Черных А.Ю., Шелегов А.С.</i> Оценка эффективности применения термоэлектрических батарей в саор реактора БРЕСТ-ОД-300 | 67 |
| <i>Высоцкий И. В, Слободчук В. И.</i> Обеспечение длительной работы парогенератора ВВЭР в конденсационном режиме | 68 |
| <i>Сутягина Р.О., Алексеев В.В., Сутягин И.А.</i> Усовершенствование методов очистки реакторного натрия | 70 |
| <i>Зыонг Куанг Хыонг, Авдеенков А.В.</i> Верификация CFD-модели рекомбинатора водорода с использованием детальной механизма реакции рекомбинации и на основе экспериментов ТНАИ | 72 |
| <i>Бокова Т.А., Волков Н.С., Зырянова Т.К., Маров А.Р., Сумин Р.В.</i> Экспериментальное определение влияния «лёгкой» фазы на изменение характеристик тяжелого жидкометаллического теплоносителя в статических условиях | 75 |
| <i>Фокин С.Н., Шелегов А.С.</i> Моделирование работы конденсационной установки турбины АЭС в среде SIMINTECH77 | 77 |
| <i>Росновский В.С., Яуров С.В., Слободчук В.И., Шелегов А.С.</i> Численное моделирование режимов работы гидравлического диода | 78 |
| <i>Погорелов М.Д., Бокова Т.А., Волков Н.С., Маров А.Р., Сумин Р.В., Сухарев А.Н.</i> Исследования местного гидравлического сопротивления при течении тяжёлого жидкометаллического теплоносителя в трубе круглого сечения с изменением направления потока | 80 |
| <i>Филиппова А.С.</i> Доработка режимов работы компрессорного оборудования систем обращения с радиоактивными газами ру ВВЭР-1200 с применением данных полученных по результатам ПНР | 82 |
| <i>Сутягин И.А., Алексеев В.В., Сутягина Р.О.</i> Сравнение расчётных и экспериментальных данных массопереноса примесей в холодных ловушках быстрых реакторов | 84 |
| <i>Нгуен Тхи Фыонг Тхао, Шелегов А.С.</i> Обобщение экспериментальных данных по теплоотдаче в пучке стержней при сверхкритических параметрах фреона-12 | 85 |

| | |
|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|----|
| <i>Приказчикова А.А., Ульянов В.В., Кремлёва В.С.</i> Исследование особенностей дистилляции щелочных металлов как метода их предварительной очистки | 87 |
| <i>Сумин Р.В., Бокова Т.А., Волков Н.С., Маров А.Р., Погорелов М.Д., Мацын Н.В.</i> Исследования гидравлических потерь на трение по длине для трубы круглого поперечного сечения применительно к тяжелым жидкометаллическим теплоносителям | 89 |
| <i>Галкин Н.Д., Егоров М.Ю., Макарова М.В.</i> Совершенствование конструкций парогенераторов с ВВЭР на основе анализа теплогидравлических процессов | 91 |
| <i>Журавлев Д.С., Яуров С.В., Стацура Д.Б., Слободчук В.И.</i> Оценка времени разогрева оболочек твэлов до критической температуры при потере воды из бассейна выдержки ВВЭР-1200 | 93 |
| <i>Бессонов И.А., Бреусова А.А., Кораблев Д.А., Ревякина П.А., Та Ван Тхыонг, Таишыков О.Л.</i> Исследование влияния геометрических характеристик ледового конденсатора на его аккумулирующую способность | 94 |
| <i>Давтян А.Р., Нахабов А.В.</i> Исследование возможности применения аддитивных технологий в атомной отрасли | 96 |
| <i>Чекаленко М.Е., Егоров М.Ю., Макарова М.В.</i> Автоматизированная шариковая очистка теплообменного оборудования АЭС в процессе эксплуатации | 98 |

| | |
|-----------------------------------------------------------------|-----|
| СЕКЦИЯ III | 101 |
| ВЫЧИСЛИТЕЛЬНЫЕ И ИНФОРМАЦИОННЫЕ ТЕХНОЛОГИИ В АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКЕ | 101 |

| | |
|----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-----|
| <i>Набилкин К.В.</i> Цифровизация процесса оформления локальной исполнительной документации на ремонт оборудования в условиях импортозамещения | 101 |
| <i>Болотникова А.А., Внуков Р.А., Шлапак Н.П.</i> Прогнозирование изотопного состава твэгов в зависимости от начального обогащения топлива с применением нейросетевых алгоритмов | 102 |
| <i>Семенова Д.Ю., Харитонов В.В.</i> Оценка потенциала цифровизации процессов проектирования и сооружения АЭС в условиях глобального энергоперехода | 103 |
| <i>Oliveira J.J., Araújo L.G., Tessaro A.G., Tsutsumiuchi V., Vicente R.</i> Radioactive waste characterization and data management software model | 105 |

| | |
|----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-----|
| <i>Завадский Д.И., Ташлыков О.Л.</i> Использование виртуальных технологий для Оптимизации процесса замены модулей парогенератора ПГН-200М | 107 |
| <i>Мелега Н.А., Берестов Р.М.</i> Управление колесным роботом при помощи Нейрокомпьютерных интерфейсов посредством интерпретации вызванного потенциала | 108 |
| <i>Дашанова Е.А., Орехов А.А., Смирнов И.В.</i> Разработка базы верифицированных сценариев для проведения противоаварийных тренировок на АЭС | 110 |
| <i>Внуков Р.А., Шлапак Н.П.</i> Анализ влияния гадолиниевого выгорающего поглотителя на изменение изотопного состава топлива с использованием нейронных сетей | 112 |
| <i>Герасин С.А., Неведин А.В., Берестов Р.М.</i> VR тренажёр по управлению промышленным роботом при помощи НКИ | 114 |
| <i>Чернышев В.С., Неведин А.В., Берестов Р.М.</i> Система ввода изображения на основе интерфейса мозг – компьютер | 116 |
| <i>Медведев А.В., Шкарупа М.И., Шилкин А.В.</i> Разработка аппаратно-программного комплекса для мониторинга эмиссий парниковых газов, климатически активных веществ и загрязняющих примесей на базе бпла | 118 |
| СЕКЦИЯ IV | 121 |
| КОНТРОЛЬ, УПРАВЛЕНИЕ И ДИАГНОСТИКА ФИЗИЧЕСКИХ УСТАНОВОК И ПРОМЫШЛЕННЫХ ОБЪЕКТОВ | 121 |
| <i>Голованов Д.А., Кот С.А., Лапкис А.А.</i> Оценка технического состояния электроприводной арматуры турбинного отделения энергоблока ВВЭР-1200 | 121 |
| <i>Дворецкий С.В., Распопов Д.А., Белоусов П.А.</i> Разработка математических моделей для прогнозирования и поиска аномалий в работе оборудования АСУ ТП АЭС | 123 |
| <i>Шарипбаев С.С., Белоусов П.А., Легконогих С.В., Легконогих А.В., Паркачев Е.А.</i> Использование промышленного томографа для контроля качества трубопровода | 124 |
| <i>Косачев А.С., Памухин К.В., Шкарупа М.И.</i> Разработка метода оценки типов и характеристик дефектов теплообменных труб по данным втк в условиях мешающих факторов | 126 |
| <i>Бурляев А.В., Нахабов А.В., Лукьянов Д.А.</i> Определение концентрации гелия в герметичных оболочках тепловыделяющих элементов тепловизионным методом | 128 |

| | |
|----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-----|
| <i>Заяц В.С., Ульянов В.В., Нахабов А.В.</i> Разработка системы для автоматизации исследований на многоконтурном стенде с жидкометаллическим теплоносителем | 129 |
| <i>Сидоренко Д.В., Шевцов И.А.</i> Система контроля Внутрикорпусных устройств реактора ВВЭР-1200 снаружи | 131 |
| <i>Апальнов Е.А., Садовничий Р.П., Харчук С.Е.</i> Системы контроля и поддержания качества свинецсодержащего теплоносителя для обеспечения безопасной эксплуатации исследовательских стендов | 132 |
| <i>Ланкис А.А., Петерс Н.А., Цыхлер Л.В.</i> Оценка технического состояния электроприводной арматуры реакторного отделения энергоблока ВВЭР-1200 | 134 |
| <i>Степанов М.А., Тимофеев С.В., Федоров А.Н., Шевцов И.А.</i> Система контроля деформации корпуса реактора БРЕСТ-ОД-300 на основе волоконных Брэгговских решёток | 136 |
| <i>Елаев И.М.</i> Система контроля корпуса реакторов типа ВВЭР-1200 и ВВЭР-ТОИ изнутри | 138 |
| <i>Soares V., Nakhabov A.</i> Improving safety in npp using fuzzy-pid control systems | 138 |

СЕКЦИЯ V

ЭКОЛОГИЯ И БЕЗОПАСНОСТЬ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ 141

| | |
|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-----|
| <i>Балачков М.М., Белявский С.В., Смыковская В.О.</i> Исследование активации вторичного полиэтилена нейтронным излучением | 141 |
| <i>Волуца А.В., Егоров М.Ю.</i> Анализ зависимости характеристик индукционной печи для остекловывания ЖРО от тепловых потерь | 143 |
| <i>Ramit Kumar Sadhukhan, Synzynys B.I.</i> Estimation of the radiation dose to the public due to predicted atmospheric emissions from the roopur npp after commissioning | 145 |
| <i>Горбатов Е.С., Сидорова Е.В., Корнеев Ю.Н., Панов А.В.</i> Оценка содержания тяжелых металлов в местных продуктах питания района расположения Белоярской АЭС | 147 |
| <i>Атамановская Г.А., Астахина С.О., Комарова Л.Н.</i> Влияние гамма-облучения на митотическую активность и частоту аберрантных клеток в корневой меристеме пророщенных семян hordeum sativum | 149 |
| <i>Шпилько М.А., Мельникова Т.В., Удалова А.А.</i> Изучение содержания цинка, кадмия, свинца и меди в водных объектах в | |

- зоне влияния АО «НИФХИ им. Л.Я. Карпова» за период 2021-2022 гг. 151
- Пичкунова А.А., Лычагин А.А., Корякина Е.В., Трошина М.В., Сабуров В.О., Корякин С.Н.* Применение активационного и трекового методов анализа в дозиметрии на нейтронном генераторе НГ-24МТ 153
- Морус Е.В., Рассказова М.М.* Исследование влияния фитопланктона и *Dreissena polymorpha* на процессы, протекающие в водоёмах-охладителях Калининской АЭС 155
- Гречишкин Р.О., Самбурских Д.С., Аладаилах М.В., Ташлыков О.Л.* Расчетные исследования радиационно-защитных свойств полидиметилсилоксана и полиуретана с наполнителями из нанопорошков ZnO 156
- Сидоренко С.А., Эдомская М.А., Лукашенко С.Н., Михайлов А.В., Удалова А.А.* Методические подходы к оценке дозовых нагрузок персонала при работе с тритием 158
- Шаврина К.Е., Эдомская М.А., Лукашенко С.Н., Шупик А.А., Братухин Н.О., Лаврентьева Г.В.* Исследование влияния влажности почвы на коэффициент накопления плутония с/х растениями 160
- Кувшинова Е.В., Пыльцова Д.О., Аладаилах М.В., Ташлыков О.Л.* Сравнительный анализ с использованием моделирования MCNP6.2 и кода RHITS радиационно-защитных свойств полипропилена, заполненного сланцевой золой, и полимерных композитов, состоящих из хлорированного поливинилхлорида 162
- Артемов Г.Б., Епифанов А.О., Каткова М.Н., Уваров А.Д., Тарасенко А.О., Карцева А.И., Полухина А.М., Ромашин Д.В., Зубачева А.А., Кузьмин В.С.* Мониторинг радиационной обстановки заливов степового, литке и прибрежной зоны в районе п. амдерма в 2020 - 2021 году 164
- Братухин Н.О., Эдомская М.А., Лукашенко С.Н., Шупик А.А., Шаврина К.Е., Полякова Л.П.* Исследование распределения плутония по гранулометрическим фракциям почвы зоны Чернобыльских выпадений 166
- Петров Д.А., Семенов А.О.* Исследование возможности СВС-синтеза матричного материала на основе алюмината неодима, предназначенного для иммобилизации радиоактивных отходов 168
- Самбурских Д.С., Гречишкин Р.О., Аладаилах М.В., Ташлыков О.Л.* Расчетное исследование радиационно-защитных свойств

| | |
|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-----|
| полидиметилсилоксана и полиуретана с добавками нанопорошка TiO ₂ | 170 |
| <i>Гончарова Н.М., Егоров М.Ю.</i> Влияние работы атомных станций на экологию окружающей среды | 172 |
| <i>Шупик А.А., Эдомская М.А., Лукашенко С.Н., Шаврина К.Е., Братухин Н.О., Сынзыныс Б.И.</i> Вариабельность коэффициента накопления плутония растениями одного сорта с/х культуры при выращивании на гидропонике | 174 |
| <i>Ланкис А.А., Хворов М.И.</i> Уточнение закона спада активности оят малого времени выдержки | 175 |
| <i>Бабина К.В., Амосова Н.В.</i> Сочетанные эффекты стрессовых факторов на цитогенетические параметры ячменя ярового | 178 |
| <i>Болтенкова М.А.</i> Контроль качества сбрасываемых вод Кольской АЭС | 180 |
| <i>Росновская Н.А., Крышев А.И., Каткова М.Н., Крышев И.И.</i> Контрольные уровни содержания техногенных радионуклидов в донных отложениях баренцева и карского моря | 181 |
| <i>Маркова М.В., Мельникова Т.В.</i> Изучение кинетики разложения гамма - ГХЦГ в составе пестицидного препарата «гексахлоран дуст» при облучении на различных радиационно-технических установках | 183 |
| <i>Аладаглах М.В., Воронин И.П., Ташлыков О.Л., Широнина А.М.</i> Оценка влияния содержания наночастиц железа на радиационно-защитные свойства полипропилена | 185 |
| <i>Yeboah Knight Anokwah, Synzynyz B.I.</i> Radon in underground drinking water: dose estimation and risk assessment | 187 |
| <i>Лукашенко С.Н., Михайлов А.В., Эдомская М.А., Краснопеев С.А., Мельникова Т.В.</i> Исследование переноса трития по механизму «воздух – растение - почвенный раствор» | 188 |
| <i>Юлтыев Ш. Р.</i> Идентификация риска как инструмент принятия решений | 190 |
| <i>Московская К.А., Суслова О.В., Лой Н.Н.</i> Эффективность использования предпосевного электронного облучения в борьбе с патогенами ярового ячменя | 192 |
| <i>Карцева А.И., Артемьев Г.Б., Епифанов А.О., Каткова М.Н., Уваров А.Д., Тарасенко А.О., Полухина А.М., Ромашин Д.В., Зубачева А.А., Кузьмин В.С.</i> Мониторинг радиационной обстановки в районе затопления АПЛ «КОМСОМОЛЕЦ» в 2021 году | 193 |

СЕКЦИЯ VI

| | |
|------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-----|
| РАДИОНУКЛИДНАЯ БИОМЕДИЦИНА | 196 |
| <i>Мушкарина Т.Ю., Кузьмина Е.Г.</i> Радиочувствительность супрессорных регуляторных Т-клеток в культуре лимфоцитов | 196 |
| <i>Чернова О.С., Булавская А.А., Милойчикова И.А., Сабуров В.О., Стучебров С.Г.</i> Определение водоеквивалентной толщины термопластических материалов для задач протонной лучевой терапии | 198 |
| <i>Галицына А.Б., Макарова К.С., Гуменецкая Ю.В., Котляров А.А.</i> Сочетанная лучевая терапия и гормональная терапия рака предстательной железы неблагоприятного промежуточного риска прогрессирования | 199 |
| <i>Зубкова Ю.А., Бушмина Е.А., Григорьева А.А., Милойчикова И.А., Стучебров С.Г.</i> Экспериментальное исследование дозиметрического фантома верхней конечности, изготовленного с помощью технологии трехмерной печати | 201 |
| <i>Вытова Е.Р., Берсенева А.А., Купцова П.С., Комарова Л.Н.</i> Исследование возможных радиопротекторных свойств фумарата 3-оксипиридина и фумаровой кислоты | 203 |
| <i>Шарыпова А.Е., Григорьева А.А., Булавская А.А., Стучебров С.Г.</i> Оценка радиационной стойкости рабочего тела детектора, предназначенного для определения пространственных характеристик медицинских пучков | 204 |
| <i>Миронова Д.Ю., Скоропад В.Ю., Смык Д.И.</i> Виды и степени токсических реакций на фоне комбинации химиотерапии и последующей химиолучевой терапией при раке желудка | 205 |
| <i>Пузикова С., Переклад О.В., Пронкевич М.Д., Белкина С.В.</i> Влияние термической нагрузки на инактивирующее действие излучения или циклофосфида в культуре экспоненциально растущих клеток | 207 |
| <i>Ермакова А.С., Бушмина Е.А., Милойчикова И.А., Стучебров С.Г.</i> Определение свойств полимерных тестовых объектов для разработки дозиметрических фантомов | 209 |

СЕКЦИЯ VII

| | |
|---------------------------------------------------------|-----|
| ПЕРСПЕКТИВЫ УПРАВЛЕНИЯ ПРЕДПРИЯТИЯМИ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ | 212 |
|---------------------------------------------------------|-----|

| | |
|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-----|
| <i>Семенов Е.В., Харитонов В.В.</i> Сравнение экономической эффективности различных типов толерантного ядерного топлива | 212 |
| <i>Волков Е.С.</i> Современные тенденции развития полупроводниковой промышленности Российской Федерации | 214 |
| <i>Раецкая Т.Е.</i> Интеграционные механизмы управления высокотехнологичными предприятиями в новых экономических условиях | 216 |
| <i>Шкодов Д.В.</i> SWOT-анализ в атомной энергетике и других высокотехнологичных отраслях экономики | 218 |
| <i>Паукова Д.А., Тимашкова Т.Е.</i> Проектный менеджмент в сфере высокотехнологичных отраслей экономики | 219 |
| <i>Шаталова В.Д., Новосадов С.А.</i> Система управления знаниями и корпоративная культура высокотехнологичного предприятия, на примере ГК «РОСАТОМ» | 221 |
| <i>Кобылина Е.В., Гусева К.А.</i> Особенности развития высокотехнологичного бизнеса в России | 223 |
| <i>Аброськина Ю.Н., Булычева М.В.</i> Система мотивации для сотрудников отдела МСФО | 225 |
| <i>Семёнова А.С.</i> Стратегические аспекты развития ГК «РОСАТОМ» | 227 |
| <i>Штыкова Ю.А., Новосадов С.А.</i> Рыночные барьеры и стимулы инвестирования в энергетику: международный аспект | 229 |
| <i>Потянова М. А., Осипов В.А.</i> Развитие инвестиционного потенциала росатома в сфере цифровых технологий | 231 |
| <i>Байдала В.В., Кобылина Е.В.</i> Особенности ценообразовная инновационной продукции для теплоэнергетического сектора | 233 |
| <i>Шушпанова А.С., Кузнецова А.А.</i> Развитие «зелёной» зоны госкорпорации «РОСАТОМ» в настоящее время | 235 |

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. | Печ.л. 13,25 |
| Заказ №636 | Тираж 100 экз. Цена договорная |