



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

БУДУЩЕЕ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

XIV Международная научно-практическая
конференция

Тезисы докладов (ч. 2)
Обнинск, 29-30 ноября 2018 г.

Обнинск 2019

УДК 621.039:5

Будущее атомной энергетики – AtomFuture 2018. XIV Международная научно-практическая конференция (Обнинск: 29-30 ноября 2018) – 150 с.

- Обнинск: ИАТЭ НИЯУ МИФИ, 2019

Future of Nuclear Power – AtomFuture 2018: XIV International scientific and practical conference (Obninsk: 29-30 November 2018) – 150 p.

- Obninsk: OINPE NRNU MEPHI, 2018

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.

Конференция проводится при поддержке Государственной корпорации «Росатом» в рамках Международного проекта Комиссии СНГ по использованию атомной энергии в мирных целях «Интернет-школа СНГ».

Все работы представлены в авторской редакции.

Учредители конференции

Государственная корпорация «Росатом» и Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ»

Организатор конференции

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

©ИАТЭ НИЯУ МИФИ, 2019 г.

© Авторы, 2019 г.

СЕКЦИЯ V ЭКОЛОГИЯ И БЕЗОПАСНОСТЬ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

РАДИОМИМЕТИЧЕСКОЕ ДЕЙСТВИЕ АЛЮМИНИЯ: ОПРЕДЕЛЕНИЕ ЧУВСТВИТЕЛЬНОСТИ РАЗЛИЧНЫХ СОРТОВ ПШЕНИЦЫ К ДЕЙСТВИЮ АЛЮМИНИЯ В УСЛОВИЯХ ПОВЫШЕННОЙ КИСЛОТНОСТИ

Кузнецова О.А.¹, Лебедева Ю.В.², Сынзыныс Б.И.¹

¹ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

²Сортоиспытательный участок, Боровский р-н

До недавнего времени безвредность алюминия считалась аксиомой. Это, в частности, выражено в относительно высоком ПДК для алюминия в питьевой воде равном 0,5 мг/л (для сравнения ПДК почти безвредного железа равняется 0,3 мг/л). Однако, в определённых условиях, например, при выпадении кислотных дождей, ионы алюминия могут появляться в водостоках, в подземных водах или в почвенных растворах и оказывать влияние на растительный и животный мир [1,2].

Целью данной работы являлось изучение действия алюминия на различные сорта пшеницы.

Сорта пшеницы: «Хортица», «Оста», «Московская-39», «Московская-56», «Зака-1334», «СТРГ-8060», «Есения», «Синева», «СТРГ-8006», «Даная», «Снегиревская-10», «Фелиция», проращивали в чашках Петри в дистиллированной воде и $Al_2(SO_4)_3 \times 18H_2O$. Определяли энергию прорастания семян пшеницы (3 суток культивирования) при $T=20-24^{\circ}C$, время освещения 6+18ч., а также измеряли длину корня и проростка, определяли массу пшеницы после 7-ми суточного проращивания в климатоканере.

Наиболее чувствительные к действию алюминия сорта пшеницы: Московская-39, СТРГ-8006, СТРГ-8060. Наименее чувствительные к действию алюминия сорта пшеницы: Хортица, Синева, Даная (таб.1).

Таблица 1
Энергия прорастания сортов пшений

№	Сорт	Энергия прорастания (А),%	Энергия прорастания (контроль),%
1	Хортица	96,3±3,2	99,3±0,5
2	Оста	89±3,6	95±3
3	Московская-56	90±1	96±2
4	Московская-39	66±3,6	84,6±4,5
5	Зака-1334	76,3±3,2	82,6±2,5
6	СТРГ-8006	72,6±2.5	86,6±2,8
7	Есения	91±1	97,7±2,0
8	Синева	25±10	28,3±8,5
9	СТРГ-8060	86±1	94,6±4,2
10	Даная	93±2,6	92,6±6.8
11	Снегиревская-10	80±5	85±5
12	Фелиция	85±5	91,4±3,2

Литература

1.Тянтова Е.Н., Бурухин С.Б., Сынзыныс Б.И., Козьмин Г.В. Химия алюминия в окружающей среде// Агрехимия, 2005, №2. С.87-93.

2.Харламова О.В., Сынзыныс Б.И., Анохин А.Н. Информационно-справочная система «Экология и токсикология алюминия»// Гигиена и санитария, 2004, №3. с.34-38.

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ДОЗЫ ВНУТРЕННЕГО β-ОБЛУЧЕНИЯ ОТ ТРИТИЯ НА РЯСКУ МАЛУЮ ПО УДЕЛЬНОЙ СКОРОСТИ РОСТА В ЛАБОРАТОРНОМ БИОТЕСТЕ

*Нуен Тхань Гуан, Земнова А.В., Мирзеабасов О.А., Момот О.А.,
Сынзыныс Б.И.*

ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

Тритий в биосфере имеет природное (космическое) и техногенное происхождение [1]. Попадая в воду и пищу, а затем и в организм человека, животных или растений, он активно внедряется в живые организмы, нарушая структуру биомолекул в клетках не только посредством внутреннего β- излучения, но и в

результате трансмутации ${}^3\text{H}$ в ${}^3\text{He}$. В частности это воздействие приводит к разрывам в ДНК и последующей гибели клеток. Тритий является одновременно химическим агентом и бета-излучателем, поэтому для определения дозы внутреннего облучения от трития на ряску *Lemna minor* мы воспользовались методикой оценки степени химического загрязнения с помощью *Lemna minor* [2].

Целью данной работы является определение дозы внутреннего β - облучения от трития на ряску малую по удельной скорости роста ряски, облученной гамма- излучением ${}^{60}\text{Co}$ с известной величиной поглощенной дозы облучения.

Стандартное тестирование на угнетение роста проводится в течение 7 дней, далее производили подсчет фрондов (листовых пластинок) для расчёта удельной скорости роста, времени удвоения числа пластинок и процента ингибирования.

Средняя удельная скорость роста (темп роста) рассчитывается как логарифмическое увеличение темпа роста – количества фрондов для каждой параллели опытных и контрольных групп.

$$\mu_{i-j} = \frac{\ln N_j - \ln N_i}{t}$$

где μ_{i-j} – средняя удельная скорость роста от времени i до времени j [сут $^{-1}$]; N_j – переменная теста в опыте через некоторое время j [число особей]; N_i -переменная теста в опыте через некоторое время i [число особей]; t – период времени от i до j [сут.] Для оценки доз облучения, мы использовали данные по изменению удельной скорости роста в зависимости от дозы гамма – облучения ${}^{60}\text{Co}$ и бета – облучения от активности ${}^3\text{H}$.

Зависимость удельной скорости роста ряски от поглощенной дозы гамма-излучения имеет вид:

$$\mu_1 = 216 \cdot D^{-0,571}$$

$$\ln(\mu_1) = \ln(216) - 0,571 \cdot \ln(D)$$

С другой стороны, зависимость удельной скорости роста ряски от активности трития в воде имеет вид:

$$\mu_2 = 270 \cdot A^{-0,258}$$

$$\ln(\mu_2) = \ln(270) - 0,258 \cdot \ln(A)$$

Приравняем эти выражения и получим зависимость дозы от активности трития:

$$D = e^{-0,397 + 0,452 \ln A}$$

Обсуждается возможность использования *Lemna minor* в качестве референтного организма при биотестировании водоёмов, загрязнённых тритием.

Литература

1. Synzynys B.I., Momot O.A., Mirzeabasov O.A. et al. Radiological problems of tritium/in 13 youth scientific and practical conference “Future of atomic energy-AtomFuture 2017”. KnE Engineering, pages 249-260. DOI 10.18502/keg.v3i13.1624.

2. ГОСТ 32426-2013 Методы испытаний химической продукции, представляющей опасность для окружающей среды. Испытание ряски на угнетение роста.

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ПОДВИЖНЫХ ФОРМ ХЛОРИДОВ В ПОЧВАХ ИЗ РАЙОНА РАСПОЛОЖЕНИЯ ФИЛИАЛА НИФХИ ИМ. Л.Я. КАРПОВА

*Нго Т.Н.А., Мельникова Т.В., Удалова А.А.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск, Россия*

Филиал НИФХИ им. Л.Я. Карпова в г.Обнинске ведет разнообразную исследовательскую и производственную деятельность, в ходе которой неизбежно осуществляются выбросы радиоактивных и химических веществ в окружающую среду, поэтому необходимо проведение мониторинга за их количеством в почве, воде и окружающем воздухе. В ежегодных экологических отчетах НИФХИ представлены сведения о ряде загрязняющих веществ, контролируемых предприятием в сбросах и выбросах, включая хлориды. Для обоснования экологической безопасности предприятия актуальной проблемой является не только мониторинг прилегающей территории на радиоактивные вещества, но и оценка степени химического загрязнения почв, в том числе хлоридами. Избыточное содержание хлоридов в почве приводит к ухудшению ее физических свойств, загрязнению грунтовых и поверхностных вод и нарушению процесса транспирации в растениях. Простые соли хлорида с натрием или ка-

лием могут повышать осмотическое давление почвенного раствора.

Цель работы: Определение содержания хлоридов в почвах из района расположения филиала НИФХИ им. Л.Я. Карпова.

Проведен отбор 18 проб почвы методом конверта согласно [1], из которых 15 проб были взяты вокруг НИФХИ в середине июля 2018 г., остальные 3 пробы контроля (К1, К2, К3) были взяты в Национальном парке Угра в октябре 2018 г. Пробоподготовка проб проведена согласно [2].

Измерение концентрации хлоридов в почвенных вытяжках проводилось потенциометрическим методом на рН-метре – ионометре «ЭКОТЕСТ–120». Почвенные вытяжки каждой пробы помещали в 3-х мерную колбу, повторность измерения для каждой колбы 5 раз.

В таблице 1 приведены экспериментальные данные о содержании ионов хлора в пробе 1.8 и в 3-х контрольных пробах. Из полученных результатов следует, что содержание хлоридов в контрольных пробах почвы, отобранных в Национальном парке «Угра», невысокое – около 23 мг/кг, что значительно ниже ПДК для хлорида калия. Проба почвы 1.8, взятая вблизи НИФХИ, имеет гораздо более высокое содержание ионов хлора ($332,7 \pm 71,0$ мг/кг), которое превышает контрольные уровни в 14-15 раз и приближается к ПДК для хлорида калия (360 мг/кг).

Таблица 1

Содержания ионов хлора в почвенных вытяжках проб почвы

<i>№ проб</i>	<i>Содержания хлоридов в почвах, мг/кг</i>
1.8	$332,7 \pm 71,0$
К1	$22,4 \pm 2,0$
К2	$23,1 \pm 4,2$
К3	$23,8 \pm 8,7$
ПДК	360

Можно предположить, что в районе расположения НИФХИ им Л.Я.Карпова, рядом с автомобильной трассой федерального значения, хлориды поступают в почву из противогололедных реагентов. В частности, хлорид натрия (песчано-галитные смеси) в России занимает более 90% от общего количества приме-

няемых солевых антифризов. Деятельность предприятия также может быть дополнительным источником хлоридов. Для более точного определения вклада НИФХИ в техногенное загрязнение окружающей среды хлоридами необходимо продолжить исследование.

Литература

1. ГОСТ 28165-89. Межгосударственный стандарт почвы. Отбор проб. М., 2000.
2. ГОСТ 17.4.4.02-84. Охрана природы. Почва. Методы отбора и подготовки проб для химического, бактериологического, гельминтологического анализа. М., 2008.

ПРОБЛЕМА ТРИТИЯ И РАДИОУГЛЕРОДА НА СОВРЕМЕННОМ ЭТАПЕ РАЗВИТИЯ АЭС В РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ

*Сурин П.П., Кабанов Д.И., Кочетков А.О., Кузнецова Л.И.
ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России, г. Москва*

В настоящее время в НРБ-99/2009 отсутствуют дозовые коэффициенты для трития и радиоуглерода в составе органических соединений.

Выполненные исследования показали, что тритий накапливается в организме человека в виде органических соединений (ОСТ). Содержание трития в сбросах и выбросах контролируется только на 4 АЭС из 10 (данных об исследовательских реакторных установках, в частности с открытым бассейном, нет). Более 1/3 суммарного выброса трития – органически связанный тритий. Влияние органически связанного трития на организм человека недостаточно изучено.

Тритий, как радиоактивный изотоп водорода, замещает водород находящийся в ДНК. В результате распада радиоактивного трития в ДНК возможно одно- и двунитевые разрывы ДНК, которые приводят к репарациям ДНК. В большинстве случаев структура ДНК восстанавливается полностью, а клеточные функции возвращаются к норме. При не полной или неточной

репарации клетка обычно погибает, но в отдельных случаях продолжает функционировать с генетическим дефектом, передавая его по наследству[1].

В 2015 году опубликован отчет о работе, проведенной на БелАЭС: «Анализ источников образования трития на Белоярской АЭС и формирования выбросов и сбросов трития в окружающую среду. Определение доз для персонала и населения от трития и радиоуглерода с учётом ОСТ». В этом отчете делаются выводы, что радиоуглерод представляет больший дозовый фактор нежели тритий и его соединения. Тритиевое воздействие БелАЭС на воздушную и водную среду практически отсутствует. Удельная активность трития и его соединений в моче персонала находится на уровне фоновых значений[2].

Радиоуглерод накапливается в организме человека. Контроль содержания радиоуглерода в сбросах и выбросах ведется только на 3 АЭС из 10 (данных об исследовательских реакторных установках нет).

При реализации проекта «Прорыв» необходимо учитывать выход радиоуглерода, образовавшегося в ядерном топливе, при переработке ОЯТ. Общее накопление радиоуглерода в топливе реакторной установки БРЕСТ -1200 на три порядка выше, чем накопление радиоуглерода в топливе реакторной установки ВВЭР-1200.

Влияние органически связанного радиоуглерода на организм человека также недостаточно изучено. Радиоуглерод, как и тритий, является биогенным элементом, который может встраиваться в ДНК и оказывать существенное влияние на клетки[3].

Литература

1. Л.А. Ильин, О.А. Кочетков и др. Техногенное облучение и безопасность человека. - М.: ИздАТ, 2006

2. Отчет ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России «Анализ источников образования трития на Белоярской АЭС и формирования выбросов и сбросов трития в окружающую среду. Определение доз для персонала и населения от трития и радиоуглерода с учётом ОСТ». Москва 2015.

3. Рублевский В.П., Яценко В.Н., Чанышев Е.Г. Роль углерода в техногенном облучении человека. М.: ИздАТ, 2004.

ПРИРОДОПОДОБНЫЕ ТЕХНОЛОГИИ АККУМУЛИРОВАНИЯ НИЗКОПОТЕНЦИАЛЬНОЙ ЭНЕРГИИ НА АЭС

*Морозов А.В., Сахингареев Д.Р.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск, Россия*

Большинство современных технологических процессов сопровождается выделением большого количества тепловой энергии, которая не используется, а рассеивается в окружающей среде. Это, так называемое «сбросное», тепло является низкопотенциальным, поскольку имеет температуру незначительно выше температуры окружающей среды.

Эффективное использование низкопотенциального тепла позволит решить ряд экономических и экологических проблем как в энергетике в целом, так и в атомной отрасли в частности. Кроме того, запасание энергии в аккумуляторах в периоды минимального энергопотребления позволит работать АЭС в базовом режиме, повышая её экономическую эффективность.

Для рационального использования тепловой энергии на атомных электростанциях можно использовать аккумуляторы тепла - механические устройства, дающие возможность собирать, хранить и использовать тепловую энергию. Основной задачей при разработке данных устройств является выбор оптимального теплоаккумулирующего материала (ТАМ).

В соответствии с существующей классификацией ТАМ тепловые аккумуляторы можно разделить на три основных типа: жидкостные, с твердым теплоаккумулирующим материалом и аккумуляторы фазового перехода (АФП) [1].

В АФП применяются теплоаккумулирующие материалы с возможностью использования фазового перехода первого рода (из твердого в жидкое состояние). Немаловажную роль в выборе необходимого ТАМ играют его свойства: температура плавления, теплопроводность, коррозионная активность и т.д.

Ещё одним способом накопления низкопотенциального тепла, сбрасываемого в атмосферу на АЭС, может являться использование природоподобных технологии, основанных на протекании биохимических реакций в живых клетках. Одной из таких технологий является использование цикла АТФ-АМФ.

Аденозинтрифосфат (АТФ) – это универсальный источник энергии, поставляющий её для протекания химических реакций в организмах живых существ [2]. АТФ – это органическое соединение, состоящее из аденина, рибозы и трех остатков фосфорной кислоты. Благодаря наличию двух макроэргических связей, в которых заключена большая химическая энергия, между фосфатными остатками, АТФ может высвобождать большое количество тепловой энергии. Участвуя в реакции гидролиза, АТФ теряет один из остатков фосфорной кислоты, превращаясь в аденозиндифосфат (АДФ) и выделяя от 40 до 60 кДж/моль энергии. При дальнейшем протекании гидролиза у АДФ отщепляется второй остаток фосфорной кислоты и происходит превращение в аденозинмонофосфат (АМФ) с высвобождением еще 40–60 кДж/моль энергии. Данный процесс является обратимым, т.е. АТФ является своеобразным универсальным органическим аккумулятором тепловой энергии, который тратит её тогда, когда это необходимо организму.

Использование цикла АТФ-АМФ основывается на накоплении уже выделившейся энергии без дополнительных энергозатрат. В основе концепции использования цикла АТФ-АМФ лежит решение проблемы рационального применения низкопотенциального тепла через её запасание в макроэргических связях, появляющихся в процессе синтеза АМФ в АТФ. В дальнейшем, АТФ может поступать к условному потребителю, где, при гидролизе данного соединения, энергия, заключенная в образовавшихся макроэргических связях, высвобождается.

Новизна данного подхода аккумулялирования энергии заключается в попытке переноса процессов, происходящих на клеточном уровне на крупномасштабные объекты.

Литература

1. В. А. Левенберг, М. П. Ткач, и др. Аккумуляция тепла. – Киев: Техника, 1991.
2. А. Ленинджер Основы биохимии: В 3-х т. Т.2. Пер. с англ. - М.: Мир, 1985.

ДЕТЕКЦИЯ мРНК *E. coli* В ЖИДКОЙ СРЕДЕ ПРИ ПОМОЩИ ОТ-ПЦР

Чурюкин Д.С.¹, Бондаренко В.С.²

¹ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

²ФГБНУ ВНИИРАЭ, г. Обнинск

Специфическая детекция мРНК исследуемых патогенных организмов позволяет получить точную и актуальную информацию о наличии микроорганизмов в среде [1].

В связи с расширением сектора применения радиационных технологий в пищевой промышленности необходимо изучить влияние летальных для микроорганизмов доз γ -облучения на ферментативную активность РНКаз [2,3]. В рамках исследования необходимо было оценить чувствительность специфической детекции мРНК *E. coli* методом ОТ-ПЦР, а также изучить влияние летальных для кишечной палочки доз гамма-облучения на ферментативную активность РНКазы А. Для проведения ПЦР использовались праймеры, фланкирующие участок гена *uidA E. coli*, кодирующего бета-D-Глюкуронидазу (от 754-773 до 880-900).

При оценке чувствительности специфической детекции мРНК *E. coli* использовались суспензии 9 разведений от 10 до 1×10^9 КОЕ/мл. Детектирующий сигнал фиксировался во всём диапазоне разбавлений (рис.1).

Для изучения влияния γ -облучения на ферментативную активность РНКаз, суспензии клеток *E. coli* (1×10^3 КОЕ/мл и 1×10^6 КОЕ/мл) облучались дозой 3 кГр, после чего 3 часа инкубировались при комнатной температуре. Как видно из рис. 2, во всех исследованных разведениях отсутствует сигнал детекции мРНК *E. coli* в суспензиях, подвергшихся γ -облучению в присутствии

РНКазы А, при этом в суспензиях с РНКазой А, не подвергавшихся воздействию летальной дозы ионизирующей радиации, мРНК *E. coli* детектируется.

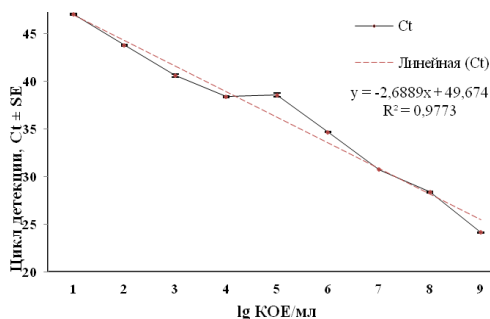


Рис. 1. Зависимость детектирующего цикла амплификации от концентрации *E. coli* в суспензиях (lg КОЕ/мл)

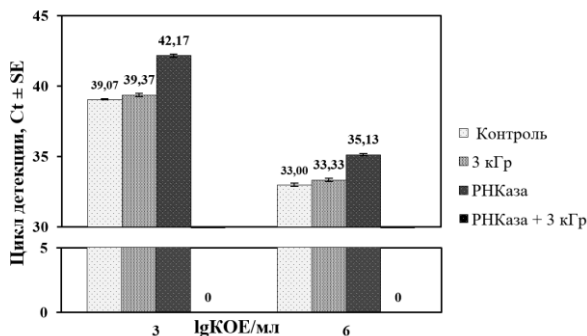


Рис. 2. Зависимость детектирующего сигнала амплификации от облучения и присутствия РНКазы А

В результате проведённых исследований показана высокая чувствительность основанного на ПЦР метода детекции *E. coli*. Кроме того, показано сохранение ферментативной активности РНКазы А при облучении клеточных суспензий летальной для *E. coli* дозой. Таким образом, подтверждена возможность применения метода ОТ-ПЦР для оценки эффективности радиационной обработки продуктов питания.

Литература

1. M. Hernández, et al.. «Real-time PCR methods for detection of foodborne bacterial pathogens in meat and meat products»// Safety of Meat and Processed Meat, - NY, 2009.
2. J. Kaper, et al., «Pathogenic Escherichia coli» // Nat. Rev. Microbiol., - London, 2004.
3. F. Roberts «Food irradiation is safe: Half a century of studies»// Radiation Physics and Chemistry, - Oxford, 2014.

ВЛИЯНИЕ ИОНИЗИРУЮЩЕГО ИЗЛУЧЕНИЯ НА ПОЕДАЕМОСТЬ КОРМА МОЛЛЮСКОВ ВИДА FRUTICICOLA FRUTICUM

*Черкасова Е.Е.¹, Лаврентьева Г.В.^{1,2}, Протасова Л.А.¹,
Мирзеабасов О.А.¹*

¹ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

²КФ МГТУ им. Н.Э. Баумана, г. Калуга

Внешние факторы, обусловленные физико-химическими агентами, в том числе радионуклидами техногенного происхождения, могут оказывать влияние на показатели поведенческой активности животных, включая и показатель поедаемость корма. Следует отметить, что поедаемость корма является изучаемым показателем ответной реакции на воздействие организма [1].

Целью работы было изучение влияния γ -излучения на поедаемость корма наземных моллюсков *Fruticicola fruticum*.

Для оценки влияния ионизирующего излучения на моллюсков были отобраны половозрелые особи улитки кустарниковой на территории с фоновым радиоактивным и химическим загрязнением. Возраст моллюсков определяли по количеству оборотов раковины методом, использованным Гребенниковым М.Е. и Хохуткиным И.М [2]. До облучения для адаптации моллюсков содержали в лабораторных условиях на протяжении 5 дней. Облучение улиток производилось на низкоэнергетическом γ -спектрометре с полупроводниковым детектором СО-05П1 фирмы “Аспект” в лаборатории ВНИИСХРАЭ в диапазоне доз от 10

Гр до 100 Гр. После облучения определялся показатель поедаемости корма наземными моллюсками в течении часа путем измерения веса улитки до и после кормления в 10-ти дневные период после облучения.

Анализ полученных экспериментальных данных позволяет заключить следующее. Показатель поедаемости корма варьирует в диапазоне от 0 до $150,4 \pm 29,7$ мг для половозрелых моллюсков. Дозы 30 и 90 Гр угнетают поедаемость корма. Так же отмечено снижение поедаемости корма на 5 и 8 сутки измерения. Наибольшая поедаемость отмечена в первые и вторые сутки после облучения. Максимальное значение для первых суток определено для доз 40 и 50 Гр ($140,7 \pm 3,8$ и $150,4 \pm 29,7$ соответственно), для вторых суток в дозах 50 и 60 Гр ($69,0 \pm 5,3$ и $54,9 \pm 3,9$ соответственно). Наибольшие значения поедаемости корма отмечены в дозах 50 ($150,4 \pm 29,7$) и 100 ($80,1 \pm 11,8$) Гр.

Литература

1. Петухова Г. А. Моллюски как чувствительные тест - индикаторы состояния перифитона при действии антропогенного пресса загрязнителей // Вестник Тюменского государственного университета. Социально-экономические и правовые исследования. – 2005. – №. 5. – С. 97 – 100.

2. Гребенников М.Е., Хохуткин И.М. «Содержание тяжелых металлов в наземных моллюсках в районе Среднеуральского медеплавильного завода»//Материалы научно-практической конференции Экологические основы стабильного развития Прикамья, г.Пермь, 2000г. 92 с.

ИЗУЧЕНИЕ ВЛИЯНИЯ ДОКСОРУБИЦИНА НА РАДИОЧУВСТВИТЕЛЬНОСТЬ МЕЗЕНХИМАЛЬНЫХ СТВОЛОВЫХ КЛЕТОК ЧЕЛОВЕКА

*Комарова Л.Н., Коноваленко З.А. Ревкова В.А.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Современная интенсивная противоопухолевая химиотерапия сопровождается многочисленными побочными эффектами, ко-

торые усиливают интоксикацию, вызывают токсическое повреждение клеток внутренних органов и зачастую оказываются лимитирующим фактором для продолжения лечения [1]. В связи с этим возникают определённые предпосылки для разработки новых подходов с наименьшим вредным воздействием на организм человека при использовании лекарственных препаратов и лучевой терапии.

В настоящее время общепринята методика определения противоопухолевого действия, ориентированная на оценку скорости роста опухоли [1]. Большое значение придаётся данным, полученным на моделях, свойства которых наиболее приближены к свойствам отдельных опухолей человека – на клеточных линиях.

Была изучена эффективность действия противоопухолевого препарата доксорубин в сочетании с γ - облучением на рост МСК (мезенхимальных стволовых клеток) человека.

Оценка эффективности доксорубина, γ - облучения и сочетанное действие доксорубина + γ - облучение проводилось на МСК человека. При получении культур МСК источником костного мозга служили стерильные пунктаты из грудины или гребня подвздошной кости взрослых гематологически здоровых пациентов, которым проводилось плановое диагностическое исследование в клинике МРНЦ им. А. Ф. Цыба.

Суспензии клеток облучали в стерильных пенициллиновых флаконах на аппарате «Рокус АМ» (гамма-лучи Co^{60} , мощность дозы 1,419 Гр/мин) в дозе 4 Гр и через 15-20 мин после облучения высевали во флаконы Карреля с площадью дна 25 см². В питательную среду растущих культур МСК на стадии 60-80% конfluence при добавляли раствор доксорубина в концентрации 0,001 мг/мл. Выживаемость определяли по числу колоний, формируемых к 8 суткам после посева. Образовавшиеся колонии клеток фиксировали этанолом, красили по Романовскому-Гимза, затем проводили визуальный подсчет количества выросших колоний на поверхности флакона Карреля, используя инвертированный микроскоп.

Было показано, что выживаемость клеток после облучения составляла 40%, действие доксорубина в концентрации 0,001

мг/мл не значительно снижало выживаемость МСК (93%), при комбинированном действии химиопрепарата и облучения выживаемость мезенхимальных стволовых клеток составила 157%. Это свидетельствует о хорошо выраженном защитном действии химиопрепарата.

В дальнейшем исследование будет продолжено с использованием методики фракционированного облучения.

Литература

1. Elkind, M.M. The radiobiology of cultured mammalian cells / M.M. Elkind, G.F. // Gordon and Breach Sci. Publ., 1967.
2. Скопин, П.И. Изучение влияния препаратов антиоксидантного действия на физиологические реакции животных, получающих противоопухолевую химиотерапию/ П.И. Скопин и др.// Биомедицина. – 2011. –№ 3. – С. 70-75.

ОЦЕНКА РИСКА ДЛЯ ЗДОРОВЬЯ ЛЮДЕЙ ПРИ ПОЛУЧЕНИИ ЭЛЕКТРИЧЕСКОЙ ЭНЕРГИИ ИЗ РАЗНЫХ ИСТОЧНИКОВ ВО ВЬЕТНАМЕ

Нгуен Нгок Тхат¹, Сынзыныс Б.И.¹, Куприянов В.М.²

¹ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

²НИЯУ МИФИ, г. Москва

Введение. В январе 2018 г. Нгуен Нгок Тхат посетил Политехнический университет в городе Хошимин и провел анкетирование на предмет отношения студентов и преподавателей технического ВУЗа к строительству атомной станции в Нинь Тхуане.

На вопрос, должна ли Социалистическая Республика Вьетнам построить атомную электростацию Нинь Тхуан только 5,17% студентов и преподавателей дали положительный ответ, а остальные предпочли бы использовать традиционные (уголь, нефть, гидро-) и альтернативные (ветер, солнечные лучи, морские приливы) источники энергии[1].

Для того, чтобы оценить «вредность» было решено применить оценку риска для здоровья людей различных способов получения энергии во Вьетнаме.

Цель работы: оценить риск возможных отрицательных последствий для здоровье человека различных способов получения электроэнергии: от АЭС до ГЭС, ТЭС и солнечных батарей.

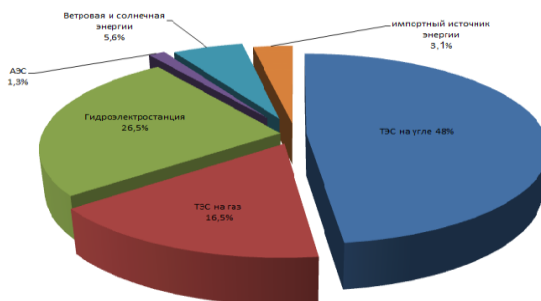


Рис.1. Структура источников получения электроэнергии, планируемой на 2020 год

Таблица 1

Оценка риска при различных способах получения энергии во Вьетнаме

Способ получения электроэнергии	Степень риска по МАГАТЭ, ед.	Величина относительного риска при выработке электроэнергии во Вьетнаме, отн.ед
АЭС	1,5 ед	0,02
Гидроэлектростанции	50 ед	1,33
Солнечные электростанции	60 ед	3,35
Ветряные электростанции	70 ед	3,93
ТЭС на угле	250 ед	120,0

Результаты и обсуждение. Для этого мы воспользовались методологией оценки риска. МАГАТЭ оценило риск при различных способах получения энергии. Единицей риска выбрана потеря 7500 рабочих дней, что соответствует продолжительности работы одного человека в течении 30 лет (250 рабочих дней в

году). Вероятность гибели человека вследствие несчастного случая давала степень риска, равную 1.

Далее была изучена структура источников получения электроэнергии, планируемой на 2020 год. (рис.1)

Тогда при производстве электроэнергии, необходимой для обеспечения 1 млн человек в течение года, степень риска составила (вторая колонка таблицы.1).

Заключение. Оценка риска для здоровья людей при получении электроэнергии на АЭС составила 0,02 отн.ед, что во много раз меньше чем для других способов получения энергии (ГЭС-1,33 отн.ед, Солнечные-3,35 отн.ед, Ветряные-1,33 отн.ед, ТЭС на угле-120.0 отн.ед).

Литература.

1. Нгуен Нгок Тхат, Сынзыныс Б.И. Риск-коммуникации (PR-технологии) при обеспечении радиационной безопасности во Вьетнаме/ Техногенные системы и экологический риск: Тезисы докладов II Международной (XV Региональной) научной конференции/ под общ. ред. А.А Удаловой. – Обнинск: ИАТЭ НИЯУ МИФИ, 2018. – С. 122-124.

ЭКОЛОГО-ГЕОГРАФИЧЕСКИЕ ПОСЛЕДСТВИЯ СТРОИТЕЛЬСТВА АЭС

*Галяутдинова Р.Р., Дружинская О.И., Панкратова Ю.С.
ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград*

Атомные электростанции (АЭС) считались одним из самых перспективных направлений энергетики на протяжении долгого времени. Факторы возможной опасности, которые может вызвать деятельность работы станции, требуют адекватной оценки, чтобы не допустить возникновения аварийных ситуаций с тяжелыми последствиями для биосферы и жизни человека. При их проектировании необходимо обеспечить максимально высокое соответствие технологии производственных и экологических мер безопасности объекта. Современные объекты энергетики возводятся с учетом минимизации всех допустимых рис-

ков. Хотя не смотря на все меры предосторожности, экологическую обстановку существенно ухудшают такие факторы, как различные виды радиационного излучения (альфа, бета, гамма, нейтронное и рентгеновское), заражение химическими веществами прилегающей к станции территории (особенно опасны радионуклиды и радиоактивные изотопы), вредные тепловые излучения от систем охлаждения, а также механические воздействия [1]. В связи с этим, место для строительства АЭС должно пройти тщательное геологическое и гидрогеологическое обоснование, так как будет востребована масштабная территория, предусматривающая отвод земель связанных с сооружением прудов-охладителей, населенных пунктов, санитарно-защитных зон, специальной дорожной сетью и т.д. Таким образом, при решении данной задачи прежде всего следует обратить внимание на тектоническую структуру предусмотренных проектом территорий, а именно на наличие трещин земной коры, карстующихся пород и карста, сейсмичность, оползневые процессы и другие эндо- и экзодинамические геоморфологические процессы. Исходя из принципа «легче предупредить, чем лечить» в случае проектирования АЭС должен быть абсолютно соблюден весь спектр предусматриваемых положений.

Одним из важных звеньев для оценки воздействия на окружающую среду (ОВОС) строительства такой станции является расчет водного баланса и прогноз теплового загрязнения водоемов. Так как влияние водоемов-охладителей на окружающую территорию особенно значимо в зимний сезон года, когда температурная разность двух поверхностей (снега и воды) может достигать порядка 20-30°C, поскольку может проявляться микроклиматический эффект при повышении влажности воздуха и образовании туманностей. Также возле водоема увеличена конденсация – выпадение осадков, наблюдается обмерзание линий высоковольтных электропередач.

Что касается всего атомного топлива цикла, то необходимо оценить такие факторы природной среды как: частоту и интенсивность землетрясений и движения земной коры, гидрогеологические и гидрохимические условия, емкость активного слоя водообмена, соединение подземных и поверхностных вод, меры

по устранению возможных экологических аварий и катастроф, с расчетом стоимости их ликвидации. Проект должен иметь базовое требование при размещении - минимизация утечки радионуклидов.

Серьезную опасность для приповерхностных хранилищ может представлять периодическое подтопление при сезонном колебании уровня грунтовых вод. Этот процесс на локальном, внутриландшафтном уровне проявляется индивидуально в зависимости от мезо- и микрорельефа, крутизны склона, почвообразующих пород. В этом заключается сложность составления прогноза (ОВОСа). Изучение физико-географических и экологических последствий аварии на Чернобыльской АЭС показало, что ответная реакция ландшафтов на воздействие радионуклидов по своей интенсивности неоднозначна и во многом определяется внутриландшафтными условиями.

Литература

1. М.Д. Целищева, Г.С. Серебров, Оценка экологических проблем АЭС// Электронный сборник статей VII студенческой международной научно-практической конференции «Технические и математические науки. Студенческий научный форум», – М., 2018

СОДЕРЖАНИЕ ЖЕЛЕЗА В ПРИРОДНЫХ ВОДАХ В РАЙОНЕ АО НИФХИ им. Л.Я. Карпова, г. ОБНИНСК

*Ву Т.Т., Мельникова Т.В., Удалова А.А.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Железо довольно распространено в природе и встречается как в естественных, так и в обработанных образцах воды. Железо в высоких концентрациях ухудшает качество воды; осажденные отложения железа могут уменьшать пропускную способность водопроводных труб. Использование воды, в которой концентрация железа выше ПДК, может отрицательно влиять на здоровье населения, приводя к заболеваниям сердца, развитию онкологических заболеваний, и т.д.

Железо присутствует как в поверхностных, так и в подземных водах. Его содержание очень изменчиво, в зависимости от источника воды, от геологического состава пород, а также от значения рН. Предельное содержание железа в воде составляет 0,3 мг/л для России [1], 0,2 мг/л для ЕС и 0,5 мг/л для Вьетнама.

Экологической службой НИФХИ им. Л.Я. Карпова (Обнинск) проводится контроль содержания железа в сбросовых водах. Представляет интерес, однако, оценить уровень железа в природных водах в зоне влияния предприятия.

Цель работы заключается в изучении содержания железа в природных водоемах вблизи НИФХИ (г. Обнинск).

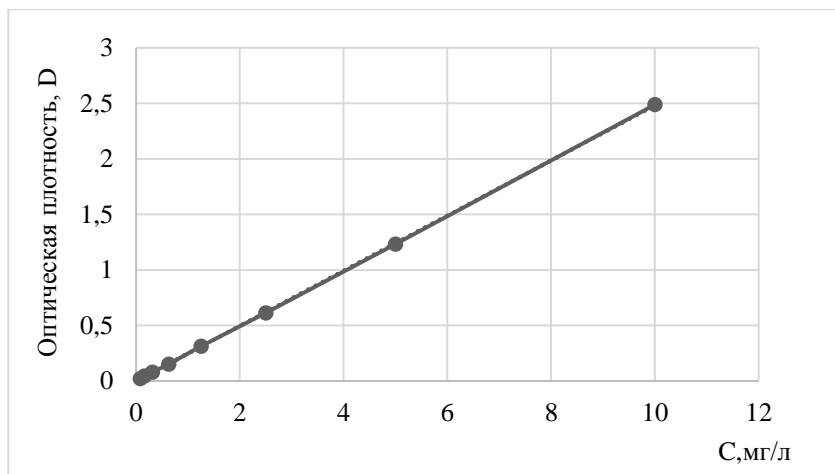


Рис. 1. Калибровочный график зависимости оптической плотности D от концентрации C железа в воде

Пробы воды были отобраны в районе вокруг НИФХИ летом 2018 г. Измерение железа проводилось сульфосалициловым методом [2], основанным на взаимодействии ионов железа в слабощелочной среде с сульфосалициловой кислотой с образованием окрашенных в желтый цвет комплексных соединений. Оптическую плотность окрашенного комплекса для железа общего измеряли с помощью фотоколориметра КФК-3 при длине волны

424 нм в кювете 50 мм. В работе использован стандартный раствор (соль Мора 0,1 мг/мл) для построения калибровочного графика (рис. 1).

Полученные данные для 5-ти проб воды представлены в таблице 1.

Согласно полученным результатам, содержание железа в воде в исследуемых точках отбора изменяется в диапазоне от 0,570 до 2,600 мг/л, т.е. превышает ПДК для воды (0,3 мг/л) в 1,8-8,7 раз.

Таблица 1

Содержания железа в пробах природных вод с территории, прилегающей к НИФХИ им. Л.Я. Карпова.

<i>№ пробы</i>	<i>D₁</i>	<i>D₂</i>	<i>D₃</i>	<i><D></i>	<i>C, мг/л</i>	<i>X, мг/л</i>
<i>1.1</i>	<i>0,070</i>	<i>0,069</i>	<i>0,071</i>	<i>0,070 ± 0,003</i>	<i>0,285 ± 0,017</i>	<i>0,570 ± 0,035</i>
<i>1.2</i>	<i>0,320</i>	<i>0,323</i>	<i>0,322</i>	<i>0,322 ± 0,005</i>	<i>1,300 ± 0,023</i>	<i>2,600 ± 0,046</i>
<i>1.3</i>	<i>0,289</i>	<i>0,291</i>	<i>0,290</i>	<i>0,290 ± 0,003</i>	<i>1,171 ± 0,017</i>	<i>2,342 ± 0,035</i>
<i>1.4</i>	<i>0,113</i>	<i>0,111</i>	<i>0,112</i>	<i>0,112 ± 0,003</i>	<i>0,454 ± 0,017</i>	<i>0,909 ± 0,035</i>
<i>1.5</i>	<i>0,131</i>	<i>0,132</i>	<i>0,133</i>	<i>0,132 ± 0,003</i>	<i>0,535 ± 0,017</i>	<i>1,070 ± 0,045</i>

Полученные данные являются предварительными. Необходимо продолжить изучение экологической и санитарной обстановки на территории, находящейся в зоне производственного влияния предприятия НИФХИ им. Л.Я. Карпова.

Литература

1. СанПиН 2.1.4.1074-01. Питьевая вода.
2. Методика измерений массовой концентрации общего железа в питьевых, поверхностных и сточных водах фотометрическим методом с сульфосалициловой кислотой. М.: 1996.

ПРОБЛЕМЫ РЕАБИЛИТАЦИИ РАДИОАКТИВНО-ЗАГРЯЗНЕННЫХ ТЕРРИТОРИЙ

*Любимова Е.В., Монстаков Д.А.
ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград*

Реабилитация радиоактивных загрязнений подразумевает действия, связанные с ликвидацией последствий заражения, а

также меры, направленные на предотвращение (профилактику) радиационных аварий, радиоактивных загрязнений. Методы борьбы с радиоактивными загрязнениями различаются в зависимости от локализации и масштаба радиационной аварии, например, при единичном разливе небольшого количества радиоактивного вещества производят немедленную физико-химическую дезактивацию (растворение радиоактивного вещества специальными дезактивирующими растворами, в основном на основе кислот; с последующим сбором раствора специальными аппаратами в специальные ёмкости с последующей утилизацией раствора в радиоактивном могильнике), после чего изолируют область, на которую попала жидкость, радиозащитным экраном. Для более масштабных аварий применяются, соответственно, более масштабные методы ликвидации:

- остановка причины радиоактивного выброса;
- локализация источника выброса (устанавливают по его периметру защитные экраны, например купол над ЧАЭС);
- рекультивация почв, загрязненных радионуклидами.
- ландшафтно-геохимические барьеры. Геохимическими аналогами, наиболее распространенными в настоящее время ^{90}Sr и ^{137}Cs , являются соответственно Са и К.
- механические барьеры – это, прежде всего особенности рельефа;
- биогеохимические барьеры являются деревьями, кустарниками, травой, и мхом и лишайником, а также подземной биомассой.

Сохраняющийся высокий уровень радиоактивного загрязнения сельскохозяйственных угодий и низкие темпы снижения содержания радионуклидов в продукции обуславливают необходимость проведения комплекса реабилитационных мероприятий в агропромышленном комплексе, направленных на снижение перехода радионуклидов в цепочке: почва → сельскохозяйственная продукция → продукты питания → человек.

Источником загрязнения окружающей среды также могут быть радиоактивные отходы. Для предотвращения этого производится обеззараживание радиоактивных отходов и их захоронение, что является нерешенной глобальной проблемой. Работы

по ликвидации ядерных отходов продолжаются в рамках второй федеральной целевой программы по обеспечению ядерной и радиационной безопасности, которая продлится до 2030 года. Программа нацелена на комплексное обеспечение ядерной и радиационной безопасности в Российской Федерации путем решения первоочередных проблем ядерного наследия и создания объектов инфраструктуры по обращению с ОЯТ и РАО, необходимой для перевода объектов ядерного наследия в ядерно- и радиационно- безопасное состояние с их последующей ликвидацией [1].

Наиболее значительные изменения состава воздуха, воды и почв возникают в результате ядерных инцидентов, которые происходят на нашей планете. Крупные катастрофы приводят к образованию в почвенно-покровных отложениях. Вымывание из него атмосферными осадками радиоизотопов способствует их нисходящей миграции, радиоактивному загрязнению зоны аэрации, грунтовых вод и нижележащих водоносных систем. Объем жидких, твердых и газообразных РАО непрерывно растет. Самая большая опасность возникает в связи с необходимостью ликвидации АЭС, отработавших свой срок. Радиоактивная опасность на нашей планете будет только усиливаться, что потребует разработки и проведения необходимых мероприятий по борьбе с последствиями такого явления [2].

В условиях возрождения интереса к ядерной энергетике, а также в свете возрастающей озабоченности общественности проблемами загрязнения окружающей среды и изменения климата на Земле, внедрение экологических нормативов в практику радиационной защиты природы является одним из актуальных вопросов.

Литература

1. Федеральная целевая программа «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2016-2020 годы и на период до 2030 года» // URL: <http://фцп-яrb2030.рф> – 2018

2. В.А. Кирюхин. Прикладная гидрогеохимия. – Санкт-Петербургский горный ин-т. СПб, – 2010

ОПРЕДЕЛЕНИЕ СОДЕРЖАНИЯ ПОВЕРХНОСТНО-АКТИВНЫХ ВЕЩЕСТВ В ВОДЕ ОТДЕЛЬНЫХ ВОДОЕМОВ И ВОДОТОКОВ ОКРЕСТНОСТИ Г. ОБНИНСКА

*Он Ван Ньан, Полякова Л.П., Мельникова Т.В., Удалова А.А.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Целью наших исследований являлось определение ПАВ в воде объектов, расположенных на территории санитарно-защитной зоны (СЗЗ), зоны наблюдения (ЗН) и за ее пределами АО «Научно-исследовательского физико-химического института им. Л.Я. Карпова», деятельность которого включает разработку и применение радиационно-химических технологий.

На рис. 1 представлены результаты определения ПАВ за период 2009-2017г. Из рис.1 следует, что абсолютные значения C , мг/л практически по всем годам не превышают уровней ПДК 0,5 мг/л (в соответствии с СанПиН 2.1.4.1074-01) и показателей - 0,115 мг/л, установленных в соответствии с Приказом Минсельхоза РФ от 13.12.2016 № 552. Исключение составляет 2015 год. Кроме того, содержание СПАВ в сточных водах подвержено резким колебаниям.

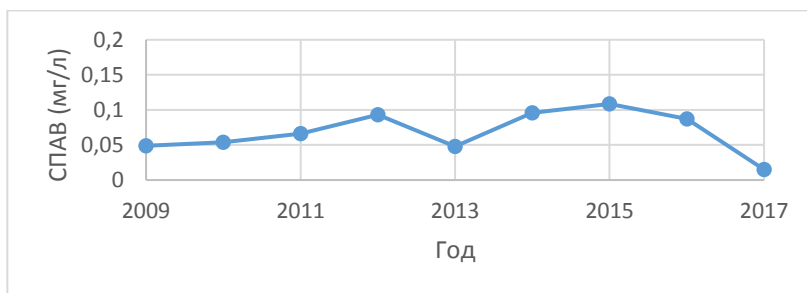


Рис.1 Динамика концентраций СПАВ (C , мг/л) в сточных водах за многолетний период

СПАВ в воде водоемов (1.1-1.3) и водотоков (1.5-1.7) определялись фотоколориметрическим методом по ПНД Ф 14.1:2.258-2010. Результаты представлены в таблице 1.

Таблица 1.

По- ка- за- тели во- ды	От- бор проб в 2018г	Место отбора проб воды					
		водоем			река		
		СЗЗ	ЗН		За пределом ЗН		
		1.1	1.2	1.3	Ды- рочная 1.5	Прот- ва 1.6	Прот- ва 1.7
СП АВ, мг/л	16.07	0,036	0,025	0,030	0,053	-	-
	03.10	0,12	0,030	0,065	0,056	0,045	0,065
Т °С	16.07	22		25	20	-	-
	03.10	4		4	4	4	4
рН	16.07	6		7	6	-	-
	03.10	5		6	6	7	6

Из приведенных в таблице данных следует, что концентрации СПАВ, в основном, удовлетворяет требованиям ПДК. В пробе 1.1 (водоем, связанный с площадкой предприятия отводной трубой для слива) осенью этот показатель чуть выше значений, установленных в Приказе Минсельхоза РФ.

При температуре воды 0-5⁰С и значениях рН < 7-9 окислительное самоочищение в поверхностных водах замедленно, поэтому осенью значения СПАВ (таб.1) в воде водоемов чуть выше, чем летом и величина рН мало способствует ее самоочищению. Содержание СПАВ в воде вдоль береговой линии водоема 1.1 (осенний отбор– 1.1/1-1.1/5) колебалось в пределах 0,042 до 0,11 мг/л.

По итогам работы установлено, что водоем 1.1 может испытывать нагрузку по такому виду загрязнения, как СПАВ.. На фоне сезонных колебаний температуры воды водоема, причиной завышенных концентраций СПАВ, здесь может быть качественная неоднородность поступающих в разное время сточных вод.

ФОРМИРОВАНИЕ УНИВЕРСАЛЬНОГО ПЕРЕЧНЯ 99 ДЛЯ НОРМИРОВАНИЯ И КОНТРОЛЯ ВЫБРОСОВ АЭС СОВЕТСКОГО ДИЗАЙНА С ЭНЕРГОБЛОКАМИ ВВЭР- 440 И ВВЭР-1000

Вуколова А.Н.В.¹, Долгих А.П.², Русинкевич А.А.¹

¹НИИЦ «Курчатовский институт», г. Москва

²АО «Концерн Росэнергоатом», г. Москва

В соответствии с [1] необходимо нормировать и контролировать 94 радионуклида в атмосферном воздухе. В связи с тем, что многие из них технологически не обусловлены деятельностью АЭС, контроль полного Перечня радионуклидов, установленно-го в [1], является экономически необоснованным и неэффективным.

В качестве средства повышения эффективности контроля выбросов АЭС предлагается использование концепции нуклидного вектора для установления обоснованно-сокращенного перечня контролируемых радионуклидов.

В соответствии с [2] в перечень нормируемых и контролируемых должны входить радионуклиды, дающие вклад в суммарную дозу не менее 99% от суммарной дозы от всех регистрируемых радионуклидов.

В качестве исходных данных были использованы сведения о 7 европейских атомных электростанциях советского дизайна, оборудованных энергоблоками ВВЭР-440 и ВВЭР-1000, представленных в базе данных Европейской комиссии по выбросам и сбросам (RADD). На основании требования [2] были сформированы Перечни 99 для каждого года эксплуатации рассматриваемых АЭС, информация о котором была представлена RADD. Далее, был сформирован перечень нуклидов, которые хотя бы один раз входили в Перечни 99 по годам и АЭС (УП 99). В состав УП 99 вошли: Сумма ИРГ, ^{110m}Ag , ^{14}C , ^{58}Co , ^{60}Co , ^{134}Cs , ^{137}Cs , ^3H , ^{181}Hf , ^{131}I , ^{124}Sb , ^{90}Sr , ^{75}Se , ^{106}Ru , ^{239}Pu + ^{240}Pu .

Далее, для каждой АЭС были сформированы Средние по годам Перечни 99, на основе которых выделен Универсальный Перечень 99 (УСП 99) для АЭС.

В состав УСП 99 вошли: Сумма ИРГ, ^{14}C , ^{60}Co , ^{134}Cs , ^{137}Cs , ^3H , ^{181}Hf , ^{131}I .

УП 99 и УСП 99 показывают, что число нормируемых и контролируемых нуклидов может быть существенно снижено, оставаясь в рамках требований нормативных документов.

Таким образом УП 99 и УСП 99 могут быть эффективно использованы для нормирования и контроля выбросов АЭС советского дизайна с энергоблоками ВВЭР-440 и ВВЭР-1000.

Литература

1. Распоряжение Правительства РФ от 8 июля 2015 г. N 1316-р Об утверждении перечня загрязняющих веществ, в отношении которых применяются меры государственного регулирования в области охраны окружающей среды

2. РБ-106-15 Руководство по безопасности при использовании атомной энергии "Рекомендуемые методы расчета параметров, необходимых для разработки и установления нормативов предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух"

3. RADD, the European Commission RAdioactive Discharges Database

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ДОЗЫ ВНУТРЕННЕГО ОБЛУЧЕНИЯ ЧЕЛОВЕКА И ОЦЕНКА РИСКА ПРИ УПОТРЕБЛЕНИИ ПИТЬЕВОЙ ВОДЫ, СОДЕРЖАЩЕЙ ТРИТИЙ

Хо Чунг Хоанг, Момот О.А., Сынзыныс Б.И.

ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск, Россия

В документе R.709 НКДАР (2016) отмечается, что особый интерес для радиологов всего мира вызывают биологические эффекты действия излучения трития [1]. В частности, тритий характеризуется относительно низкой радиотоксичностью: средняя энергия испускаемых им бета-частиц составляет 5,7 кэВ, максимальная энергия – 18,5 кэВ, период полураспада – 12,34 года, а период полувыведения окиси трития из организма человека – около 10 сут. В России, согласно НРБ-99/2009, уров-

ни вмешательства для неорганических соединений трития составляют 7700 Бк/л, для органически связанного трития - 3300 Бк/л. В довольно значительных количествах тритий образуется в реакторах АЭС: до 10^8 и более Бк/сут. реактор.

Тритий в малых количествах присутствует в водопроводной воде г. Обнинска. Определенное беспокойство вызывает присутствие трития в питьевой воде городского водоснабжения (10,6 Бк/л) [2], которое превышает фоновое содержание трития в пресных водах Российской Федерации (2-4 Бк/л).

Целью данной работы является определение дозы внутреннего облучения от трития и оценка риска для здоровья при таком облучении.

Основной радиологической проблемой трития в настоящее время является оценка дозы от поступления трития в организм человека потому что тритий эффективно включается в состав биологической ткани, вызывая мутагенные нарушения, как за счет бета-излучения, так и за счет нарушения молекулярных связей, вызванных заменой изотопа водорода нейтральным гелием, образовавшимся в результате распада трития. Это действует отрицательно на структуру ДНК и на жизненные функции организмов.

При оценке дозы использованы данные по среднему содержанию трития в питьевой водопроводной воде г. Обнинска за 2015 г. – 10,6 Бк/л. Расчет дозы произведен для среднестатистического человека массой 70 кг, употребляющего в 2 л воды день. При ежедневном употреблении воды в течение года житель города Обнинска получит среднюю поглощенную дозу $1,2 \cdot 10^{-7}$ Гр. Используя значение ОБЭ для бета излучения трития, равное 2,5, эффективная индивидуальная доза была рассчитана равной $E = 3 \cdot 10^{-7}$ Зв. В соответствии с НРБ-99/2009, индивидуальный риск для жителя Обнинска равен $2,19 \cdot 10^{-8}$ 1/чел, что в свою очередь ниже величины приемлемого риска равного $5,0 \times 10^{-5}$ 1/чел, что согласуется с данными работы [3].

Литература

1. UNSCEAR 2016 Report to the General Assembly with scientific Annexes. 709. Biological effects of selected internal emitters (New York) 2016. 320p.
2. Radiation situation in the Territory of Russia and Adjacent Countries in 2016. Annual Book. Ed. by V.M. Sher shakou etal., Obninsk: 5PA «Typhoon». 348p.
3. Momot O.A., Synzynys B.I., Oudalova A.A., Health risk assessment of potable water containing small amount of tritium oxide // IOP Conf.series: J. Physis: Conf. series 784(2017)012040 doi: 10.1088/1742-6596/784/1/012040.

ИЗУЧЕНИЕ ДВИГАТЕЛЬНОЙ АКТИВНОСТИ И СМЕРТНОСТИ НАЗЕМНОГО МОЛЛЮСКА *FRUTICICOLA FRUTICUM* ПОСЛЕ γ -ОБЛУЧЕНИЯ

*Протасова Л.А.¹, Лаврентьева Г.В.^{1,2}, Черкасова Е.Е.¹,
Мирзеабасов О.А.¹*

¹ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

²КФ МГТУ им. Н.Э. Баумана, г. Калуга

Воздействие различных поллютантов, в том числе и радионуклидов, техногенного происхождения на биологические объекты могут нарушать их нормальное состояние. Для определения влияния загрязняющих веществ возможно применение показателей, которые могут описать биологический эффект данного воздействия. Одним из таких показателей является двигательная активность животных, которая успешно применяется для диагностики загрязнения окружающей среды [1]. При этом в качестве тест-объекта могут выступать представители малакофауны, т.к. моллюски удовлетворяют требованиям для биоиндикаторов [2].

Целью работы является изучение влияния γ -облучения на двигательную активность и смертность наземного моллюска *Fruticicola fruticum* в 10-ти суточный период после облучения.

Для изучения двигательной активности после облучения в лабораторных условиях объектом наблюдения был выбран мол-

люск вида *Fruticicola fruticum*. Пробоотбор моллюсков осуществлялся на территории Национального парка «Угра», которая не подвержена антропогенной нагрузке. Для эксперимента были отобраны моллюски первой возрастной группы – сеголетки и второй-третьей возрастной категории – половозрелые особи. Возраст наземных моллюсков определили по количеству оборотов раковины [3].

Облучение моллюсков проводили на γ - установке ГУР – 120 с поглощёнными дозами 10; 20; 30; 40; 50; 60; 70; 80; 90; 100 Гр, с мощностью поглощённой дозы 30 Гр/ч. После облучения определялся показатель двигательной активности. Для измерения двигательной активности на бумаге отмечали линию старта, ставили на нее каждого моллюска и наблюдали движение моллюсков в течение 5 мин., после чего измеряли расстояние пройденного пути.

На основании полученных экспериментальных данных можно заключить следующее. В возрастной группе сеголеток в течение 10 суток отмечается высокий показатель смертности как в облученных группах, так и в контроле. В связи с этим затруднительно интерпретировать полученные экспериментальные данные показателя смертности в возрастной группе сеголеток относительно облучения. Во второй-третьей возрастной категории во временной промежуток от 4 суток до 10 суток в дозах от 10 до 50 Гр смертность было равна 0%, 60,80,100 Гр смертность составила 20% , а в дозах 70 и 90 Гр она составила 40%. В контроле смертность равна 0%. Анализ результатов двигательной активности половозрелых особей позволяет выявить следующее. Минимальные расстояния, пройденные моллюском, отмечаются на 2-е сутки эксперимента при облучении животного в дозах 10 Гр ($5,3 \pm 4,7$ см), 30 Гр ($9,1 \pm 4,8$), на 3-и сутки – при дозе 20 Гр ($7,7 \pm 2,5$ см), на 10-е сутки – при дозах 40 – 80 Гр (от $1,8 \pm 0,9$ см до $9,7 \pm 3,1$ см). При дозе облучения 90 Гр отмечается уменьшение двигательной активности моллюска на 1, 9 и 10-е сутки эксперимента. Влияние дозы 100 Гр проявляется на показателе двигательной активности на 10-е сутки эксперимента, что отражается в уменьшении показателя относительно предыдущего временного периода.

Литература

1. Мамотюк Е.М. Влияние типов реагирования крыс на ход у них острой лучевой болезни //Український радіологічний журнал. –2008. –Том16. №2. –С. 178 –182.
2. Францевич Л.И., Паньков И.В., Ермаков А.А., Корнюшин А.В., Захарчук Т.Н. Моллюски – индикаторы загрязнения среды радионуклидами // Экология. –1995 . – №1. – С. 57 – 62.
3. Гребенников М.Е., Хохуткин И.М. Содержание тяжелых металлов в наземных моллюсках в районе Среднеуральского медеплавильного завод // Материалы научно-практической конференции «Экологические основы стабильного развития Прикамья», г.Пермь. – 2000. – 92 с. 43.

ПРЕМЕНЕНИЕ ПРОГРАММЫ SERPENT ДЛЯ РАСЧЕТОВ МОЩНОСТИ ЭФФЕКТИВНОЙ ДОЗЫ ВНЕШНЕГО ФОТОННОГО ИЗЛУЧЕНИЯ ОТ ЦЕМЕНТИРОВАННЫХ ЖРО АЭС

*Демин В.М., Салахалдин Б.Х., Абу Сондос М.А.
НИЯУ МИФИ, г. Москва*

Накапливающиеся в процессе эксплуатации АЭС жидкие радиоактивные отходы (ЖРО) в объемах, составляющих примерно 300 м³/год, являются потенциально опасными для окружающей природной среды. Эффективным способом обеспечения экологической безопасности при обращении с жидкими РАО является их отверждение с последующим помещением в хранилище твердых РАО. Перевод ЖРО в твердое состояние на несколько порядков снижает возможность выхода радионуклидов в окружающую среду и тем самым значительно уменьшает риск неблагоприятных последствий для населения, связанный с хранением ЖРО на АЭС.

К настоящему времени отработаны и используются различные способы отверждения ЖРО: битумирование, цементирование, остекловывание, помещение в керамические матрицы. Использование той или иной технологии определяется типом от-

ходов, их удельной активностью, стоимостью производства. Однако независимо от технологии образующийся твердый компаунд в среднем представляет собой монолит, занимающий заполняемое пространство выбранной формы, с плотностью в диапазоне от 1,5 до 2,5 г/см³ из элементов с низкими и средними атомными номерами с примерно равномерно распределенной по объему активностью.

В представляемой работе рассматриваются вопросы формирования дозных полей, создаваемых фотонным излучением цементированных в виде стандартных 200-литровых бочек ЖПО АЭС.

Расчеты проводились по программе SERPENT, который представляет собой комплекс трехмерных программ для расчета переноса частиц непрерывных энергий методом Монте-Карло[1].

Трехмерная геометрия композиции бочки точно воспроизводилась в геометрическом блоке SERPENT. Состав компонентов стальной бочки оценивался исходя из химического состава по весу солей кубового остатка (65% - нитраты калия и натрия, 35% - бораты натрия), состава типичного цемента марки М-400 (SiO₂ – 28,5%, CaO–58,6%, Al₂O₃–5,5%, Fe₂O₃– 2,5%, MgO – 3,2%, SO₃ – 1,7%) и воды в весовом соотношении 0,5 : 1 : 0,5.

В состав цементированных ЖПО различных типов входит более 20 различных радионуклидов, испускающих фотонное и β-излучение. С точки зрения формирования дозовых нагрузок персонала в помещениях цементирования и в смежных с ними помещениях основной вклад будут давать γ-излучатели.

Вклад гамма излучения в дозу от бочки с цементированным кубовым остатком реальной концентрации ⁶⁰Co (35-40)%, ¹³⁴Cs (35-37)% и ¹³⁷Cs (19-21)%, что в сумме составляет примерно 95%. Далее по значимости идут ¹³¹I (примерно 2%), ⁵⁸Co (примерно 1,7%) и ⁵⁴Mn (примерно по 1,2%). Вкладом остальных радионуклидов, дающих в сумме менее 1%, практически можно пренебречь [2].

Программа SERPENT использовалась в настоящей работе для расчетов мощности эффективной дозы внешнего фотонного излучения (мЗв/с) на различных расстояниях R от поверхности

бочки, создаваемой отдельными радионуклидами (^{58}Co , ^{60}Co , ^{134}Cs , ^{137}Cs и ^{131}I). Проведение расчеты мощности дозы для бочки с цементированными отходами с модельной концентрацией 1 Бк/м³ при плотностях компаунда 2 и 1,52 г/см³ сравнивались с расчетом по программе MCNP [2] и с данными, полученными по полуэмпирической формуле.

Программа SERPENT использовалась также для расчетов мощности эффективной дозы внешнего фотонного излучения (мЗв/с) на различных расстояниях R от поверхности бочки, с цементированным кубовым остатком реальной концентрации при плотности компаунда 2 г/см³.

Литература

1. Leppänen J (2015) Serpent – a Continuous-energy Monte Carlo Reactor Physics Burnup Calculation Code.

2. Демин В.М., Красюкова И.Б., Родионов К.В., Сахаров В.К. Дозовые распределения фотонов от цементированных ЖРО АЭС. IX научн. Конф. “Радиационная защита и радиационная безопасность в ядерных технологиях”. Обнинск, 2006г., стр. 343-345.

РАСЧЕТ ДОЗОВОЙ НАГРУЗКИ НА НАСЕЛЕНИЕ ОТ ВЫБРОСОВ ^{131}I В АТМОСФЕРУ В ХОДЕ ПРОИЗВОДСТВЕННОЙ ДЕЯТЕЛЬНОСТИ ФИЛИАЛА АО НИФХИ ИМ. Л.Я. КАРПОВА

Бурякова А.А.¹, Крышев А.И.²

¹ ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск, Россия

² ФГБУ «НПО «Тайфун», г. Обнинск, Россия

Основными источниками загрязнения атмосферы радиоактивным йодом являются атомные электростанции и фармакологическое производство. В г. Обнинске находится один из таких источников — филиал «НИФХИ им. Л.Я. Карпова», один из видов деятельности которого связан с производством радиофармпрепаратов на основе ^{131}I .

Изотоп ^{131}I вносит вклад в формирование дозы облучения населения, является основным дозообразующим радионуклидом из перечня выбрасываемых фил. НИФХИ [1].

Цель настоящей работы состояла в оценке доз облучения населения, находящегося в районе расположения источника выброса ^{131}I – филиала «НИФХИ им. Л.Я. Карпова», на основе данных о выбросах радионуклида и данных мониторинга атмосферного воздуха в 2012-2016 гг.

Таблица 1

Дозы внутреннего и внешнего облучения детей и взрослых от выбросов ^{131}I фил. НИФХИ в 2012-2016 гг.

Год	Доза внутреннего / доза внешнего облучения, Гр/Гр			
	детей		взрослых	
	на открытом воздухе	в многоэтажных зданиях	на открытом воздухе	в многоэтажных зданиях
2012	$2,75 \cdot 10^{-6} /$ $9,79 \cdot 10^{-8}$	$2,75 \cdot 10^{-6} /$ $4,31 \cdot 10^{-8}$	$3,36 \cdot 10^{-7} /$ $9,79 \cdot 10^{-8}$	$3,36 \cdot 10^{-7} /$ $5,89 \cdot 10^{-8}$
2013	$4,17 \cdot 10^{-7} /$ $1,50 \cdot 10^{-8}$	$4,17 \cdot 10^{-7} /$ $6,59 \cdot 10^{-9}$	$5,10 \cdot 10^{-8} /$ $1,50 \cdot 10^{-8}$	$5,10 \cdot 10^{-8} /$ $8,99 \cdot 10^{-9}$
2014	$1,42 \cdot 10^{-7} /$ $5,13 \cdot 10^{-9}$	$1,42 \cdot 10^{-7} /$ $2,26 \cdot 10^{-9}$	$1,74 \cdot 10^{-8} /$ $5,13 \cdot 10^{-9}$	$1,74 \cdot 10^{-8} /$ $3,08 \cdot 10^{-9}$
2015	$2,77 \cdot 10^{-6} /$ $9,90 \cdot 10^{-8}$	$2,77 \cdot 10^{-6} /$ $4,35 \cdot 10^{-8}$	$3,38 \cdot 10^{-7} /$ $9,90 \cdot 10^{-8}$	$3,38 \cdot 10^{-7} /$ $5,94 \cdot 10^{-8}$
2016	$1,80 \cdot 10^{-6} /$ $6,41 \cdot 10^{-8}$	$1,80 \cdot 10^{-6} /$ $2,82 \cdot 10^{-8}$	$2,21 \cdot 10^{-7} /$ $6,41 \cdot 10^{-8}$	$2,21 \cdot 10^{-7} /$ $3,84 \cdot 10^{-8}$

Для достижения поставленной цели были решены следующие задачи: вычисление дозы внешнего облучения населения от облака и от поверхности земли; вычисление дозы внутреннего облучения населения от вдыхания радиоактивного йода (ингаляционный путь) и от радионуклидов, попавших в организм вследствие потребления продуктов питания (пероральный путь).

Оценка проводилась при помощи расчетного метода. За основу взята методика по разработке и установлению нормативов предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух МТ 1.2.1.15.1176-2016 [2].

В ходе проведённых вычислений были получены результаты, представленные в таблице 1 в виде соотношений доз внутреннего и внешнего облучения для детей и взрослых в зависимости от их места нахождения на местности в 2012-2016 гг.

Наибольший вклад в дозовую нагрузку на население от выбросов ^{131}I вносит внутреннее облучение. Наиболее подверженной к воздействию радионуклида и поступлению его в организм является детская возрастная группа.

В целом, согласно полученным результатам, радиационная обстановка на исследуемой территории безопасна для населения. Однако с целью выявления степени защиты человека от воздействия факторов среды обитания необходимо регулярно проводить радиационный контроль за содержанием ^{131}I в окружающей среде и соответствующие расчеты дозовой нагрузки на население от выбросов радионуклида.

Литература:

1. Отчет по экологической безопасности за 2016 год. – URL:<http://www.rosatom.ru/upload/iblock/5c2/5c23b960e75ad21b606a7a860e28bcf3.pdf> (дата обращения: 29.10.2018).

2. МТ 1.2.1.15.1176-2016 «Разработка и установление нормативов предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ атомных станций в атмосферный воздух. Методика» АО «Концерн Росэнергоатом». – 69 с.

ВОДОРОД УМЕНЬШАЕТ ТОКСИЧЕСКОЕ ДЕЙСТВИЕ АЛЮМИНИЯ НА ПРОРОСТКИ ПШЕНИЦЫ

*Кондратьева А.С., Глушков Ю.М., Сынзыныс Б.И.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Токсичность алюминия для живых организмов, в том числе для сельскохозяйственных растений является доказанным фактом [1]. В частности, ежегодный недобор урожая пшеницы по причине алюминиевой токсичности в Советском союзе ежегодно составлял 20 млн. тонн. Экспериментальные исследования

по изучению токсического действия Al развиваются по двум направлениям: объяснение клеточных механизмов алюмотолерантности и поиск средств, позволяющих уменьшить токсичность алюминия для культурных растений. Этот поиск обусловлен установленным недавно фактом, что Al основное свое действие оказывает на клетки растений и животных благодаря индукции активных форм кислорода [2].

Цель данной работы состояла в изучении способности водорода уменьшать фитотоксическое действие Al на проростки пшеницы.

В Опытах использовали чувствительный к алюминию сорт пшеницы «Московская-39». Семена проращивали в чашках Петри согласно ГОСТ12038-84: 1) в дистиллированной воде, 2) в воде с растворенным водородом с концентрацией 1мг/л, 3) в растворе $Al_2(SO_4)_3 \times 18H_2O$ концентрацией Al^{3+} 0,5мг/л, 4) в растворе содержащим ионы алюминия и водорода в указанных выше концентрациях; рН всех растворов поддерживали на уровне 4,5, что способствует сохранению алюминия в растворе в виде ионов. Определяли энергию прорастания семян пшеницы (3 суток культивирования) при $T=20-24^\circ C$, время освещения 6+18ч., а также измеряли длину корня и проростка, определяли массу пшеницы после 7-ми суточного проращивания в климатоканере. Опыты выполняли в трёхкратной повторности, результаты статистически обрабатывали и сравнивали с помощью метода Стьюдента.

Таблица 1

Фитотоксическое действие Al^{3+} в присутствии водорода на проростки пшеницы по длине проростков и корней, см

Вариант опыта	Контроль	H_2 1мг/л	Al^{3+} 0,5мг/л	$Al^{3+} + H_2$ 1мг/л
Проростки	14,5±0,7	14,1±1,5	10,5±0,1	12,3±2,9
Корни	14,1±0,5	15,2±1,1	10,3±0,5	13,5±2,8

Энергия прорастания интактных семян пшеницы составила 97%, добавление водорода увеличивает энергию прорастания до 99%, алюминий уменьшает энергию прорастания до 84%, а добавление водорода в раствор алюминия увеличивает ее до 95%.

Результаты опытов по определению влияния Al^{3+} и H_2 на рост корней и проростков представлены в таблице 1.

Из таблицы 1 видно, что алюминий существенно уменьшает длину проростков и корней на 25,5% и 28,9% соответственно; присутствие водорода практически не изменяет ростовые показатели пшеницы. Добавление водорода в раствор алюминия снижает его фитотоксическое действие, хотя и не достоверно.

Литература

1.Тянтова Е.Н., Бурухин С.Б., Сынзыныс Б.И., Козьмин Г.В. Химия алюминия в окружающей среде// Агрехимия, 2005, №2. С. 87-93.

2.Скугорева С.Г., Ашихмина Т.Я, и др. Химические основы токсического действия тяжелых металлов (обзор)// Теоретическая и прикладная экология, 2016, №1, С.4-13.

ОПРЕДЕЛЕНИЕ СОДЕРЖАНИЯ МЕДИ В ПОЧВЕ ВБЛИЗИ РАДИАЦИОННО ОПАСНОГО ОБЪЕКТА, НА ПРИМЕРЕ АО НИФХИ ИМ.Л.Я.КАРПОВА Г.ОБНИНСК

*Нгуен Ле Минь Тьяу¹, Мельникова Т.В.¹, Полякова Л.П.¹,
Удалова А.А.^{1,2}*

¹ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г.Обнинск

²ФГБНУ ВНИИРАЭ, г.Обнинск

Медь входит в список тяжелых металлов, которые контролируются в почве вблизи различных промышленных предприятий (металлургических, химических и т.д), а также в выбросах и сбросах радиационно опасных объектов.

Целью настоящей работы являлось определение содержания меди в почве вблизи АО НИФХИ им. Л.Я. Карпова (г. Обнинск).

Объектом исследования являлись почвы, отобранные методом конверта в 15-ти точках санитарно-защитной зоны (1.6; 1.10; 2.1-2.9) и зоны наблюдения (1.1; 1.7; 1.8; 1.9) НИФХИ им. Л.Я. Карпова, расположенных за забором предприятия. Три

контрольные почвы были привезены с территории Национального парка «Угра», д. Суковка.

Измерение концентрации меди в пробах почв проводилось спектрофотометрическим методом [1] на спектрофотометре UVmini-1240 (Япония). Статистическая обработка проводилась с помощью программных пакетов Microsoft Office Excel 2007.

В таблице 1 представлены результаты определения содержания меди в контрольной почве и в почве, отобранной вблизи НИФХИ.

Согласно данным представленным в Таблице 1 содержание меди в исследуемых точках отбора изменяется в диапазоне от 0,377 до 9,830 мг/кг.

Было установлено, что в санитарно-защитной зоне концентрация меди не превышает допустимый уровень ее содержания в почве, за исключением точки 1.6, располагающейся рядом с трубой, через которую вытекает вода с территории НИФХИ. В двух точках зоны наблюдения (1.7; 1.9) также наблюдается повышенное содержание меди, что скорее всего связано с влиянием трассы М-3 (Киевское шоссе), рядом с которой были отобраны указанные почвы.

Таблица 1

Содержание меди в почве, отобранной санитарно-защитной зоне и зоне наблюдения ГНЦ РФ НИФХИ им. Л.Я. Карпова г. Обнинск

<i>№</i>	<i>C(Cu), мг/кг</i>	<i>№</i>	<i>C(Cu), мг/кг</i>
1.1	0,827	2.4	0,987
1.7	3,580*	2.5	0,377
1.8	2,427	2.6	2,240
1.9	3,220*	2.7	0,753
1.6	5,253*	2.8	1,417
1.10	1,270	2.9	0,670
2.1	1,177	К1	9,830*
2.2	1,137	К2	3,513*
2.3	2,290	К3	5,213*

ПДК = 3,0 мг/кг

Во всех контрольных почвах зафиксировано значительное превышение ПДК, что свидетельствует о невозможности

сти использования этих почв в качестве контроля содержания меди в почве. Высокие значения концентрации меди в почве, привезенной с территории Национального парка «Угра», д. Суковка, как мы предполагаем, могут быть связаны активными боевыми действиями на данной территории в 1941-1942 гг., в результате чего в почвенном покрове находятся остатки от боевых снарядов и военной техники, которые были изготовлены из сплавов, содержащих медь.

Литература

1. ГОСТ Р 50684-94 Почвы. Определение подвижных соединений меди по методу Пейве и Ринькиса в модификации ЦИНАО; введ. 1995 – 07 – 01. Москва: Изд-во стандартов, 1994 – 7 с.

КОМБИНИРОВАННОЕ ДЕЙСТВИЕ ГАММА-ИЗЛУЧЕНИЯ И ХИМИЧЕСКИХ ФАКТОРОВ НА ПОПУЛЯЦИЮ МИКРОВОДОРОСЛИ CHLORELLA VULGARIS

*Комарова Л.Н., Ляпунова Е.Р.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск, Россия*

В настоящее время естественные и искусственные водоемы интенсивно загрязняются сбросами различных отраслей промышленности, остро ощущается недостаток чистой воды во многих крупных городах мира, т. к. промышленные стоки загрязняют не только поверхностные, но и подземные воды. Эта проблема существует во всех промышленных регионах мира. К числу наиболее опасных загрязнителей окружающей среды относятся ионы тяжелых металлов (ТМ) и ионизирующее излучение. Основными источниками загрязнения окружающей среды ионами ТМ являются металлургические, машиностроительные, металлообрабатывающие производства, сточные воды которых содержат ионы железа, меди, кадмия, свинца, и др. Кроме того,

хорошо известно, что факторы среды действуют на живые объекты совместно, поэтому целью данной работы являлось выявление закономерностей комбинированного действия ионов железа и гамма-излучения на клетки хлореллы.

В качестве тест-организма в исследованиях использовали термофильный штамм одноклеточной зеленой водоросли *Chlorella vulgaris*. Облучение суспензии клеток проводили гамма-квантами ^{60}Co на установке «Исследователь» (мощность дозы 18,7 Гр/мин). В качестве анализируемого раствора использовали хлорид железа, ПДК которого в водоемах и питьевых водах составляет 0,3 мг/л. Для проведения анализа использовали следующие предельно допустимые концентрации железа: ПДК 1; ПДК 5; ПДК 10. Выживаемость определяли по количеству клеток, сохранивших способность к делению относительно контрольного образца. Полученные данные представлены на рис. 1.

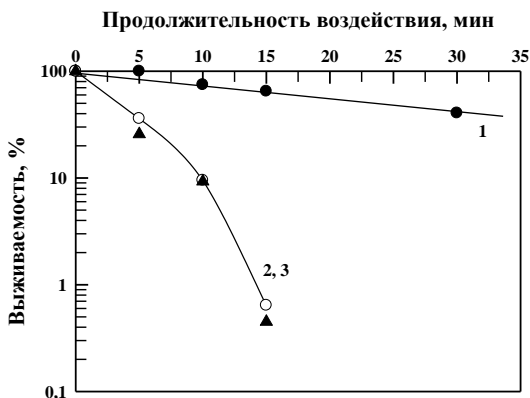


Рис. 1. Влияние комбинированного действия ионов железа (кривая 1; 1 ПДК) и гамма-облучения (кривая 2) на выживаемость хлореллы. Кривая 3 – комбинированное действие ионов железа и гамма-облучения

Видно, что комбинированное воздействие носит антагонистический характер, т.к. эффект от него ниже, чем от независимого сложения двух факторов. Аналогичные данные получены и для других концентраций железа. Полученные данные свидетельствуют о том, что ионы железа оказывают на клетки

защитное действие, предохраняя их от повреждений, получаемых при гамма-облучении.

ПРОГНОЗИРУЕМАЯ ОЦЕНКА ВОЗДЕЙСТВИЯ АЭС С РЕАКТОРОМ ТИПА ВВЭР ТОИ НА ОКРУЖАЮЩУЮ СРЕДУ НА ПРИМЕРЕ КУРСКОЙ АЭС-2

*Горшкова Е.В., Мухамеджанова Е.Р., Щербаков Б.П.
АО «Атомэнергопроект», г. Москва*

Атомная энергия является наиболее экологически «чистым» источником получения электроэнергии. АЭС с реактором типа ВВЭР – ТОИ является эволюционным развитием проекта АЭС – 2006.

При проектировании и сооружении атомной станции в числе первостепенных целей являются задачи, связанные с обеспечением экологической и радиационной безопасности.

Цель данной работы – показать, что в режиме нормальной эксплуатации, а также при возникновении аварийных ситуаций воздействие от эксплуатации АЭС с реактором типа ВВЭР ТОИ не превысит регламентированных значений и не причинит ущерба населению и окружающей среде.

В докладе рассмотрены следующие факторы воздействия АЭС в период эксплуатации на окружающую среду: радиационные (в режиме нормальной эксплуатации, проектной и запроектной аварии) и нерадиационные (тепловые, химические, электромагнитные и акустические).

В результате проделанной работы были получены следующие результаты:

Радиационный фактор воздействия

1. На основании прогнозных расчетов содержание радиоактивных веществ в воздухе приземного слоя атмосферы и в водных объектах от газоаэрозольных выбросов и жидких сбросов на много порядков ниже допустимых уровней по НРБ-99/2009 и ОСПОРБ-99/2010.

2. Годовая эффективная (эквивалентная) доза облучения населения, при нормальной эксплуатации ($2,5 \cdot 10^{-4}$ мЗв/год) двух реакторов ВВЭР ТОИ и при возникновении аварийных ситуаций (4,1 мЗв) не превысит установленных норм [1, 2].

3. Прогнозируемые поглощенные дозы облучения при нормальной эксплуатации и при авариях биотических компонентов наземных ($5,9 \cdot 10^{-10}$ и $1,83 \cdot 10^{-4}$ Гр/год) и водных экосистем (на рыб и гидробионтов – $8,3 \cdot 10^{-3}$ мГр/год и $3,5 \cdot 10^{-2}$ мГр/год соответственно) не превысят допустимых уровней.

Нерadiационные факторы воздействия

4. Прогнозные расчеты содержания загрязняющих химических веществ, выполненные на границе промплощадки, а также в зонах ближайшей жилой застройки показали, что превышения ПДК отсутствуют [3].

5. Оценка допустимости теплового воздействия Курской АЭС-2 на водные экосистемы показала, что в случае расположения места сброса отепленных продувочных вод градирен к нижнему дюкеру тепловое воздействие не вызовет негативных последствий для р. Сейм.

6. Выбросы тепла и влаги от градирен Курской АЭС-2 не окажут существенного влияния на микроклимат прилегающей территории.

7. Воздушные линии электропередач не создадут для населения уровней энергетической экспозиции, превышающих установленных значений.

8. Уровни шума, основным источником которого являются вентсистемы зданий, не превысят допустимых норм на границе ближайшей жилой застройки ни в дневное, ни в ночное время.

На основании полученных результатов, можно сделать вывод о том, что эксплуатация атомной станции с реактором типа ВВЭР ТОИ в режиме нормальной эксплуатации, а также при возникновении аварийных ситуаций не вызовет негативных последствий в окружающей среде и у населения.

Литература

1. НРБ-99/2009 Нормы радиационной безопасности

2. Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ-99/2010)

3. Санитарно-эпидемиологические правила и нормативы. СанПиН 2.1.6.1032-01

ЭФФЕКТИВНОСТЬ РАДИАЦИОННОЙ ЗАЩИТЫ ПРИ ХРАНЕНИИ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ В ЯДЕРНОМ ЦЕНТРЕ В ДАЛАТЕ (ВЬЕТНАМ)

*Нгуен Нгок Чи, Сынзыныс Б.И.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Ядерный центр в Далате (Вьетнам) был открыт в 1958 году. В настоящее время ядерный реактор в Далате является единственным во Вьетнаме для исследования и создания радиоактивных материалов. В этом центре функционирует хранилище РАО, обеспечение безопасности на котором является актуальной задачей.

Цель работы: Определить толщину защитных барьеров на хранилище РАО в Далате и оценить риск для персонала в Ядерном центре и населения в Далате (Вьетнам).

Для выполнение работы мы использовали информацию о хранилище РАО, предоставленную Н.Н.Диеном-инженером из Ядерного центра в Далате и результаты работы [1].

Характеристики хранилища РАО: сортировочная установка включает в себя ящик размером 2 м x 2 м x 1,1 м с 4 отдельными отсеками для содержания твердых отходов, которые содержали следующие радионуклиды ^{226}Ra (α -излучение, 5 МэВ), ^{60}Co (γ -излучение, 1,17 МэВ), ^{137}Cs (β -излучение, 1,18 МэВ), ^{241}Am (α -излучения, 5,63 МэВ), ^{192}Ir (β -излучение, 168 кэВ), ^{90}Sr (β -излучения, 0,54 кэВ). В табл.1 представлен состав отходов и мощность экспозиционной дозы (\dot{X}) на поверхности упаковок.

Таблица 1

Характеристика твёрдых радиоактивных отходов в Ядерном центре в Далате.

Тип отходов	Состав	Доля	Мощность дозы (\dot{X}) на поверхности
уплотняемые	одежда, ткань, бумага, пластик	70÷75 вес %	50 мР/ч
неуплотняемые	металл, стекло	25÷30 вес %	200 мР/ч

Для определения толщины защиты с использованием разных материалов, применяли формулу: $\dot{X} = \dot{X}_0 \cdot e^{-\mu x}$, где: \dot{X} - мощность дозы облучения вне хранилища, [мкР/ч], \dot{X}_0 - мощность дозы облучения внутри хранилища, μ - линейный коэффициент поглощения [1/см], x - толщина защитного барьера из металла, [см].

Расчет эффективной дозы облучения человека рядом с хранилищем РАО проводили, используя соотношение $1 \text{ мкР/час} = 10^{-8} \text{ Зв/час} = 10^{-8} \cdot 24 \cdot \text{час} \cdot 365 \cdot \text{дней}$ $\text{Зв/год} = 8,76 \cdot 10^{-5} \text{ Зв/год}$.

Метод оценки риска для здоровья населения и персонала в зоне влияния хранилища РАО: $R_{\text{инд}} = r \cdot E_{\text{инд}}$ где $R_{\text{инд}}$ - индивидуальный радиационный риск, $\text{год}^{-1} \cdot \text{чел.}^{-1}$. $E_{\text{инд}}$ - индивидуальная эффективная эквивалентная доза, $\text{Зв}^{-1} \cdot \text{чел.}^{-1}$, r - коэффициент риска смертельного исхода, связанного с действием ионизирующего излучения, отнесенного к 1 зиверту и 1 человеку, ($\text{Зв}^{-1} \cdot \text{чел.}^{-1}$).

Результаты и выводы

1. Для создания защитного барьера на хранилище РАО в Далате, обеспечивающего не превышение допустимого предела дозы облучения для населения 1 мЗв/год (ОНБ МАГАТЭ-2011) необходимо организовать защитные барьеры из стали толщиной 21,8 см или свинца 13,08 см.

2. Индивидуальная эффективная доза облучения персонала хранилища РАО (без защиты) является значительной и находится в пределах 4,38÷17,52 Зв/год (предел дозы персонала по

нормами ОНБ МАГАТЭ 2011-20 мЗв/год). Защита от гамма-излучения предполагает защиту от альфа- и бета-излучения, но не обеспечивает распространения радионуклидов Am, Ra, Cs, Iг в окружающей среде.

3. Предлагаемые защитные барьеры хранилища РАО в Далате обеспечивают снижение радиационных рисков для здоровья персонала до значения $5,4 \cdot 10^{-5} \text{ зод}^{-1} \times \text{чел.}^{-1}$, что не превышает приемлемое для персонала значение $1 \cdot 10^{-3} \text{ зод}^{-1} \times \text{чел.}^{-1}$. Величина риска для здоровья населения, $7,03 \cdot 10^{-5} \text{ зод}^{-1} \times \text{чел.}^{-1}$. близка к приемлемому значению $5 \cdot 10^{-5} \text{ зод}^{-1} \times \text{чел.}^{-1}$.

Литература

1. Tran Thi Nhuy et al. Management of low level radioactive wastes at the Dalat nuclear research institute/ WM'01 Conference, February 25-March 1, 2001, Tucson, AZ, USA.

RADIATION DOSE IN CRITICALITY ACCIDENT OF FUEL DEBRIS

Fukuda K., Tuya D., Nishiyama J., Obara T.

Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology, Ookayama 2-12-1-N1-19, Meguro-ku, Tokyo 152-8550, Japan

1. Introduction

A removal of the fuel debris is regarded as one of the most important operations during a decommissioning of 1F-NPS in order to decrease a long-term risk[1]. However, there is a risk of criticality accidents during the operation. To carry out the removal of fuel debris, effects of such accidents should be evaluated in advance to think effective means to protect workers. Especially, an evaluation of radiation doses as the result of criticality accidents of fuel debris would be important to ensure safety for operators and machines.

The purpose of this study is to reveal a relationship between water level and radiation dose in the case that fuel debris become prompt super critical in water. This is due to that water level surrounding

fuel debris is thought to have an impact on radiation dose during the accidents because it affects both a reactivity and shielding of radiations.

2. Methodology

Space-dependent kinetic analysis was performed with the MIK code^[2] in order to evaluate the number of fissions during super critical condition. In addition, dose evaluation was performed with the PHITS code^[3]. All the analyses were performed in assumptive simple fuel debris systems. Spherical fuel debris system is shown in

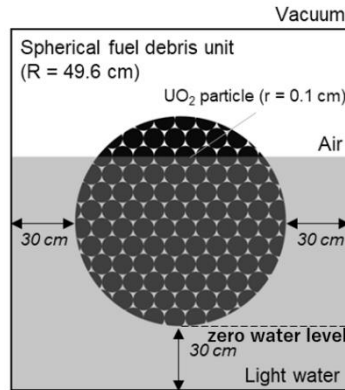


Fig.1. It was assumed that the positive reactivity was inserted into fuel debris systems formed by the accumulation of fissile tiny particles.

Fig.1. Spherical fuel debris system

3. Results

The results showed the trend that dose caused by super critical condition can be the largest in systems which a part of fuel debris is exposed to air as shown in Fig.2. That is to say, the dose in the systems can be higher than that in systems which the all of fuel debris was completely submerged. Therefore, the radiation dose of criticality accidents might be reduced if the removal of fuel debris is carried out with higher water level in 1F-NPS. In that case, however, the possibility of the accident and the total energy release can be higher.

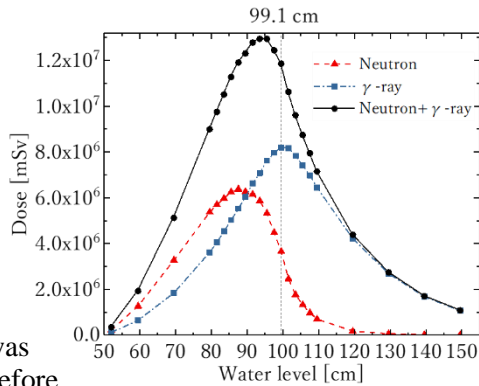


Fig.2. Dose during super critical condition

Reference

1. Tokyo Electric Power Company Holdings Incorporated, 2017. Inter-Ministerial Council for Contaminated Water and Decommissioning Issues. Mid-And-Long-Term roadmap towards the decommissioning of TEPCO's Fukushima Daiichi nuclear power station.
2. Tuya, D., Takezawa, H., Obara, T., 2017. Improved Approach to Multiregion Supercritical Transient Analysis Based on the Integral Kinetic Model and Monte Carlo Method. Nucl. Sci. Eng. 188, 33–42. <https://doi.org/10.1080/00295639.2017.1337383>
3. Sato, T., Iwamoto, Y., Hashimoto, S., Ogawa, T., Furuta, T., Abe, S., Kai, T., Tsai, P.-E., Matsuda, N., Iwase, H., Shigyo, N., Sihver, L., Niita, K., 2018. Features of Particle and Heavy Ion Transport code System (PHITS) version 3.02. J. Nucl. Sci. Technol. 55, 684–690. <https://doi.org/10.1080/00223131.2017.1419890>

ВЛИЯНИЕ γ -ОБЛУЧЕНИЯ СЕМЯН НА ЭКСПРЕССИЮ ГЕНОВ ФЕРМЕНТОВ МЕТАБОЛИЗМА ФИТОГОРМОНОВ

*Битаршвили С.В., Бондаренко В.С.
ФГБНУ ВНИИРАЭ, Обнинск*

Радиационное воздействие в XX веке стало рассматриваться в качестве экологического фактора, влияющего на живые объекты. Однако ионизирующие излучения (ИИ) успешно применяются в различных сферах человеческой деятельности, в том числе и в сельском хозяйстве. В растениеводстве ИИ используются с целью стимуляции роста и развития растений при предпосевном облучении семян.

Прорастание семян находится под контролем гиббереллинов и абсцизовой кислоты (АБК), которые в данном случае действуют антагонистически. Гиббереллины способствуют выходу семян из состояния покоя и началу прорастания, АБК рассматривается как ключевой фактор индукции и поддержания покоя семян. Содержание фитогормонов во время прорастания регулируется генами, кодирующими ферменты их биосинтеза и катаболизма. Уровень активных гиббереллинов в растениях ячме-

ня определяется семействами генов *HvGa3ox*, кодирующих фермент биосинтеза GA3-оксидазу, и генов *HvGA2ox*, кодирующих фермент катаболизма GA2-оксидазу. Содержание АБК в ячмене регулируют гены семейства *HvNCED*, кодирующие важнейший фермент биосинтеза 9-цис-эпоксидкаротиноид-диоксигеназу, катаболизм АБК регулируется генами *HvABA8'OH* из семейства *CYP707A*, продуктом которого является фермент АБА 8'-гидроксилаза. Таким образом, целью работы явился анализ экспрессии генов, кодирующих ферменты биосинтеза и катаболизма гиббереллинов и АБК в зародышах семян ячменя после γ -облучения.

В качестве объекта исследования был выбран ячмень (*Hordeum vulgare* L.) сорта Нур первой репродукции. Воздушно-сухие семена облучали в дозах 4, 10, 16, 20 и 50 Гр при мощности дозы 60 Гр/ч на установке «ГУР-120» (ВНИИРАЭ, Обнинск), источником излучения служил ^{60}Co . После облучения семена замачивали в дистиллированной воде рулонным методом. Для исследования транскрипционной активности генов метаболизма фитогормонов использовали семена воздушно-сухие и после экспозиции в рулонах с дистиллированной водой. Время экспозиции составляло 6, 12, 18, 24 и 30 ч.

Для анализа из 20 семян (в трех биологических повторностях) извлекали зародыши и из них выделяли РНК с помощью набора NucleoSpin TriPrep фирмы Macherey-Nagel. Синтез кДНК на матрице РНК осуществляли при помощи набора реактивов MMLV RT kit фирмы Евроген.

Генами интереса в рамках данной работы выступали гены, кодирующие ферменты биосинтеза АБК 9-цис-эпоксидкаротиноид-диоксигеназу (*HvNCED1*), катаболизма АБК-8'-гидроксилазу (*HvABA8'OH-1*), биосинтеза гиббереллинов GA3-оксидазу (*HvGA3ox2*) и катаболизма гиббереллинов GA2-оксидазу (*HvGA2ox3*). В качестве референтного гена был выбран ген *18SrRNA*, кодирующий 18S-субъединицу рРНК. В качестве праймеров использовали последовательности, приведенные в таблице 1.

Таблица 1

Олигонуклеотидные последовательности, используемые для анализа экспрессии генов.

Ген	Праймер F	Праймер R	Источник
<i>18SrRNA</i>	GTGACGGGTG ACGGAGAATT	GACACTAATGC GCCCGGTAT	[1]
<i>HvGa3ox2</i>	TGGTAGCTTA GCTGAGGTAG CTAGGA	TTGGCTAGCTGC AGATGTAGAAC	[2]
<i>HvGa2ox3</i>	GAGAGCAGAG CCTGTACAAG	TGGCTACCTGTG GAAGTGAG	[2]
<i>HvNCED1</i>	CCAGCAC- TAATCGAT- TCC	GAGAG- TGGTGATGAG- TAA	[3]
<i>HvABA8'OH</i>	AGCACGGAC- CGTCAAAGTC	TGAGAATGCC- TACGTAGT	[3]

Для определения уровня транскрипционной активности генов использовали метод ПЦР в режиме реального времени. ПЦР проводили на амплификаторе ДТ-96 (ДНК-Технология). Реакционные смеси готовили на основе набора реактивов HS TaqDNA Polymerase dNTP mix (Евроген). Для детекции накопления продуктов ПЦР в режиме реального времени использовали флуоресцирующий краситель SYBR Green I фирмы Lumiprobe.

Реакции проводили в объёме 20 мкл с первичной денатурацией в течении 10 мин. при 95°C, затем 50 циклов с тремя температурными полками: 94°C 20 сек., 60°C 20 сек., 72°C 20 сек. Детекцию накопления продуктов амплификации проводили автоматически на стадии отжига праймеров (60°C) каждого цикла. Все реакции проводили в трёх повторах (триплетах) для каждой матрицы кДНК. Относительный уровень транскрипционной активности целевых генов рассчитывали методом $2^{-\Delta\Delta CT}$. Статистическую значимость отличий оценивали с помощью U-критерия Манна-Уитни.

Было показано, что гамма-облучение семян ячменя изменяет экспрессию генов ферментов метаболизма АБК и гиббереллинов на всех этапах экспозиции, даже в зародышах воздушно-сухих семян. В ответ на облучение экспрессия генов ферментов

синтеза и катаболизма гиббереллинов была преимущественно увеличена. Экспрессия гена фермента биосинтеза *HvGa3ox2* увеличивалась сильнее по сравнению с геном фермента инактивации *HvGa2ox3*, что может указывать на увеличение содержания активных гиббереллинов. С увеличением времени экспозиции семян в рулонах отмечалось увеличение разницы транскрипционной активности генов метаболизма гиббереллинов между контрольной и облученными группами. Стимулирующие дозы γ -облучения семян снижали транскрипционную активность гена биосинтеза АБК *HvNCED1* с 6 по 18 час экспозиции и приводили к различной динамике накопления транскриптов гена катаболизма АБК *HvABA8'OH-1*, в том числе резкому увеличению их содержания на 18 часов при дозе 20 Гр, что может вести к снижению уровней АБК в исследуемой ткани. Применение ингибирующей дозы 50 Гр приводило к увеличению транскрипционной активности гена *HvNCED1* и снижению активности гена *HvABA8'OH-1* с 6 по 18 ч экспозиции, что может опосредовать накопление АБК. Важно отметить, что на 18 часов экспозиции при 20 Гр наблюдались пики транскрипционной активности гена биосинтеза гиббереллинов и катаболизма АБК, свидетельствующие об увеличении потенциала прорастания. Выявленные изменения транскрипционной активности генов метаболизма АБК и гиббереллинов в зародышах семян ячменя могли привести к увеличению содержания гиббереллинов и снижению содержания АБК, тем самым обеспечив необходимые условия для ускоренного прорастания семян в результате γ -облучения в малых дозах.

Литература

1. Jarošova, J. Validation of reference genes as internal control for studying viral infections in cereals by quantitative real-time RT-PCR / J. Jarošova, J.K. Kundu // BMC Plant Biology. – 2010. – doi: 10.1186/1471-2229-10-146.
2. Gubler, F. Regulation of dormancy in barley by blue light and after-ripening: effects on abscisic acid and gibberellin metabolism / F. Gubler, T. Hughes, P. Waterhouse, J. Jacobsen // Plant Physiol. – 2008. – V. 147. – PP. 886–896.

3. Millar, A.A. Seed Dormancy and ABA Metabolism in Arabidopsis and Barley: Role of ABA 8'-Hydroxylase / A.A. Millar, J.V. Jacobson, J.J. Ross, C.A. Helliwell et al. // Plant J. – 2006. – V. 45. – PP. 942–954.

ДЛИНА И ФЛУКТУИРУЮЩАЯ АСИММЕТРИЯ ХВОИ У ПОТОМКОВ СОСНЫ ОБЫКНОВЕННОЙ ИЗ БЛИЖНЕЙ ЗОНЫ ЧАЭС

Хронина В.В.¹, Удалова А.А.^{1,2}, Макаренко Е.С.²

¹ ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск, Россия

² ВНИИРАЭ, г. Обнинск, Россия

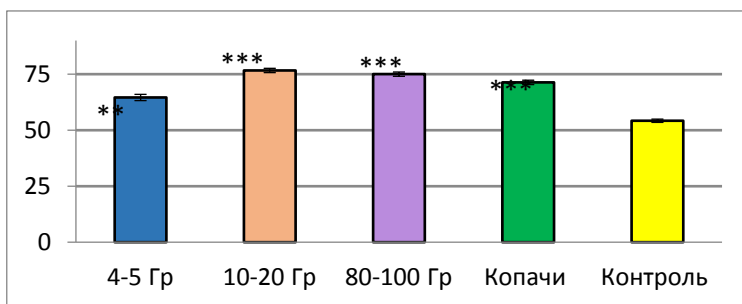
Известно, что воздействие радиации на многоклеточные организмы способно проявляться в отдаленные сроки после облучения, а также у потомков облученных родителей. Изучение отдаленных последствий облучения в природных популяциях стало особенно актуальным после Чернобыльской аварии, в результате которой интенсивному радиационному воздействию подверглись естественные биогеоценозы.

В связи с этим, целью данной работы являлось изучение морфометрических показателей и флуктуирующей асимметрии хвои у второго послеаварийного поколения сосны обыкновенной из ближней зоны ЧАЭС.

Оценку длины и массы, а также расчет индекса флуктуирующей асимметрии (ФА) проводили на двухлетней хвое, собранной весной 2018 г. с деревьев, представляющих собой второе поколение сосны обыкновенной из ближней зоны аварии на ЧАЭС. Изучаемые деревья выращены в условиях естественного радиационного фона; они объединены в дозовые группы в соответствии с радиационными нагрузками на родительские популяции, которые составляли: 4-5 (средняя зона поражения), 10-20 (сублетальная зона поражения) и 80-100 Гр (летальная зона поражения) на 01.06.1986. Первое поколение популяции Копачи было выращено из «чистых», необлученных семян, произраставших при повышенном радиационном фоне.

Проведено измерение длины (с погрешностью 0,5 мм) и массы (с точностью до 0,0001 г) 2320 хвоинок с 58 деревьев. Расчет индекса флуктуирующей асимметрии хвои по длине и массе проводили в соответствии с [1].

Результаты измерений длины хвои сосны обыкновенной представлены на рис 1. Длина хвои во всех дозовых группах деревьев значимо увеличена относительно контрольной группы. Масса хвои в трех группах (4-5, 10-20, 80-100 Гр) также значимо выше, чем в контрольной группе; для группы Копачи отличия недостоверны. Увеличение длины и массы хвои в результате воздействия ионизирующей радиации можно отнести к эффекту радиостимуляции.



Значимое отличие от контроля: *** - $p \leq 0.001$, ** - $p \leq 0.01$

Рис. 1. Длина хвои сосны обыкновенной в зависимости от дозовой нагрузки на родительские деревья

ФА по длине хвои во всех группах значимо не отличается от контрольного уровня. ФА по массе в группах 80-100 Гр и Копачи ниже, чем в контроле.

Таким образом, острое облучение родительских популяций деревьев привело к изменениям ряда морфометрических характеристик хвои второго послеаварийного поколения.

Литература

1. Kozlov M.V., Niemela P. Junttila J. Needle fluctuating asymmetry as a sensitive indicator of pollution impact on Scots pine (*Pinus sylvestris*) // Ecological Indicators. 2002. Vol. 1. P. 271-277.

ОПРЕДЕЛЕНИЕ СОДЕРЖАНИЯ МЕДИ В ВОДНЫХ ОБЪЕКТАХ, РАСПОЛОЖЕННЫХ ВБЛИЗИ АО НИФХИ ИМ.Л.Я.КАРПОВА

Во Нзок Лан¹, Мельникова Т.В.¹, Полякова Л.П.¹, Удалова А.А.^{1,2}

¹ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г.Обнинск

²ФГБНУ ВНИИРАЭ, г.Обнинск

АО НИФХИ им. Л.Я. Карпова осуществляет постоянный контроль качества своих сточных производственно-ливневых вод по 16 загрязняющим веществам, одним из которых является медь.

Целью настоящей работы являлось определение содержания меди в водных объектах, расположенных вблизи АО НИФХИ им. Л.Я. Карпова (г. Обнинск).

Объектом исследования являлись вода и донные отложения, отобранные летом (июль) и осенью (октябрь) на территории санитарно-защитной зоны НИФХИ им.Л.Я.Карпова (т.1, 2, 3, 4), а также в р. Дырочная (т. 5) и р. Протва (т. 6 и 7).

Измерение концентрации меди в пробах вод и донных отложениях проводилось спектрофотометрическим методом [1-2] на спектрофотометре UVmini-1240 (Япония). Определение рН воды выполнялось в полевых условиях с помощью универсальной индикаторной бумаги. Во всех образцах донных отложений измерялся водородный показатель рН потенциометрическим методом на анализаторе АНИОН 4100 (Россия). Статистическая обработка проводилась с помощью программных пакетов Microsoft Office Excel 2007.

Согласно полученным данным в воде, отобранной и летом, и осенью вблизи НИФХИ рН изменяется в диапазоне 5-6, в р.Дырочная и р. Протва 6 и 5-6 соответственно, что свидетельствует о закислении воды (ПДК (рН)=6,5-8,5). Значения рН в водной вытяжке донных отложений на территории санитарно-защитной зоны (СЗЗ) составили 6,5-7,5 (летом) и 6,1-8,4 (осенью), в р.Дырочная и р.Протва - 8,5 (летом) и 8,2-8,9 (осенью). Результаты определения рН солевой вытяжки по двум сезонным отборам свидетельствуют, что донные отложения рек и точки 1

(из водоема, в которой стекает вода из трубы с территории НИФХИ), являются щелочными и сильнощелочными (рН 7,8-8,7). Во всех остальных точках реакция донных отложений кислая или слабокислая (4,8-6,2).

В таблице 1 представлены результаты определения меди в исследуемых средах после летнего и осеннего отбора проб

Таблица 1

Содержание меди в пробах воды и донных отложений в исследуемых точках отбора

Проба	Лето 2018 г.		Осень 2018 г.	
	$C_{\text{вода}} (\text{Cu}) \pm \Delta C, \text{ мг/л}$	$C_{\text{дон.отл.}} \pm \Delta C, \text{ мг/кг}$	$C_{\text{вода}} (\text{Cu}) \pm \Delta C, \text{ мг/л}$	$C_{\text{дон.отл.}} \pm \Delta C, \text{ мг/кг}$
1	0.010 ± 0.001	-	0.016 ± 0.001	178.33 ± 0.01
2	0.015 ± 0.001	2.633 ± 0.001	0.013 ± 0.001	2.680 ± 0.009
3	0.008 ± 0.002	1.680 ± 0.002	0.008 ± 0.004	4.119 ± 0.010
4	0.015 ± 0.003	1.313 ± 0.001	0.012 ± 0.002	3.442 ± 0.006
5	0.019 ± 0.001	0.139 ± 0.001	0.011 ± 0.007	1.276 ± 0.016
6	-	-	0.014 ± 0.010	3.271 ± 0.011
7	-	-	0.010 ± 0.006	1.670 ± 0.010
ПДК	$0.001^1; 0.005^2$	3.00^3	$0.001^1; 0.005^2$	3.00^3

¹ПДК для водоемов рыбохозяйственного назначения; ²ПДК в соответствии с Приказом Минсельхоза РФ от 13.12.2016г. № 552 (используется НИФХИ при контроле качества сточных производственно-ливневых вод); ³ПДК в почве.

Согласно данным представленным в Таблице 1 концентрация меди в воде и летом, и осенью превышает значения нормативов для точек 1-4 (СЗЗ) и 5-7 (реки) в 1,6-3,2 и 10-19 раз соответственно. Содержание меди в донных отложениях в летний период находится в пределах ПДК, но превышает ее значения в осенний период в 1,1 – 59 раз в точках 1, 3-4 и 6.

Литература

1. ГОСТ Р 50684-94 Почвы. Определение подвижных соединений меди по методу Пейве и Ринькиса в модификации ЦИНАО; введ. 1995 – 07 – 01. Москва: Изд-во стандартов, 1994 – 7 с.
2. ГОСТ 4388-72. Вода питьевая. Методы определения массовой концентрации меди (с Изменением N 1); введ. 1974-

ЧИСЛЕННОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ РАССЕЙВАНИЯ АТМОСФЕРНЫХ ВЫБРОСОВ АЭС

*Мехди М., Панин М.П.
НИЯУ МИФИ, г. Москва*

Численное моделирование с помощью средств вычислительной гидродинамики (ВГ) рассматривается как средство оценки влияния зданий и сооружений станции, а также неровностей рельефа на процесс рассеивания выбросов АЭС в атмосфере.

Модели ВГ состоят в цифровом решении системы уравнений Навье-Стокса. Уравнения решаются на дискретной пространственной сетке. При этом значительные вычислительные ресурсы приходится затрачивать на генерацию самой сетки для достижения компромисса между желаемой точностью и трудоемкостью решения. Полученные таким образом решения оказываются чувствительными к выбору модели турбулентности. В этой связи представляется важным сравнение расчетных результатов с имеющимися экспериментальными данными.

Целью данного исследования является моделирование и анализ полученного ветрового потока на примере простого препятствия в виде куба (со стороны Н) с использованием коммерческого кода ANSYS Fluent, а также сопоставление их с экспериментальными результатами [1,2]. В расчетах использовались осредненные по Рейнольдсу уравнения Навье-Стокса (RANS) со стандартной $k-\epsilon$ моделью.

Область объема моделирования составляла 10 Н по направлению ветра, 7 Н по поперечной горизонтали и 2 Н по вертикали. Куб располагался на расстоянии 3.5 Н от входа вдоль направления ветра.

Наибольшие расхождения расчетных результатов с экспериментальными обнаруживаются в области аэродинамической тени препятствия на расстояниях 3-4 Н. В области тени вблизи препятствия (зона обратного движения ветра) на расстояниях

порядка высоты куба (1 Н) расчетные данные превосходят экспериментальные до 4-5 раз. В дальней зоне тени, где ветер движется в положительном направлении, расчеты дают значения в 4-5 раз меньше экспериментальных данных.

Вне зоны аэродинамической тени (перед препятствием, над препятствием, а также на удалениях более 5 Н) расхождения с экспериментом не превышают 15%.

Модель RANS, по-видимому, не способна дать точные результаты непосредственно в области аэродинамической тени, создаваемой зданиями и сооружениями АЭС, создающими при обтекании сильную турбулентность. В то же время она остается в целом хорошим инструментом для моделирования общего изменения направления ветра в условиях сложного рельефа.

Литература

1. R. Martinuzzi, and C. Tropea. «The flow around surface mounted prismatic obstacles placed in a fully developed channel flow», Trans. ASME J. Fluid Eng. 1993

2. D.E. Stevens, S.T. Ghan, R.L. Lee «Model validation of flow and dispersion around a cube» Lawrence Livermore National Laboratory Port Royal, 2000

3. T. Jinyuan, H.Y. Guan, and L. Chaoqun. «Computational Fluid Dynamics: A Practical Approach», Butterworth-Heinemann, Waltham, 2006

ОЦЕНКА ТЕХНОГЕННОГО РАДИАЦИОННОГО РИСКА ПРИ ПЕРЕВОЗКЕ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ В ТУРЕЦКОЙ РЕСПУБЛИКЕ

*Мехмет Куюмджу, Сынзыныс Б.И., Куприянов В.М.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Современная система радиационной защиты человека основывается на оценке радиационного риска. Это также относится к системе безопасности при перевозке радиоактивных материалов. При этом необходимо учитывать радиационное воздействие и риск от него как при нормальной, так и аварийной ситу-

ации, например, при перевозке радиоактивных материалов морским транспортом.

Целью данной работы является оценка индивидуального радиационного риска для моряков транспортного судна, перевозящего отработанное ядерное топливо из порта Аккую (провинция Мерсин) до Стамбула морем (расстояние 1361 км, время в пути 1 неделя).

По окончании энергетической компании реактора и после выдержки в специальном бассейне, в элементах ТВС (тепловыделяющие сборки) содержится от 300 до 600 радионуклидов с атомной массой A от 72 до 166 а.е.м и различными видами активности: α , β и γ . Отработанные ТВС помещаются в специальные контейнеры, к которым предъявляются следующие требования: удельная α -активность на наружной поверхности транспортного контейнера должна составлять не более 1α -частицы/см² мин, на внутренней - 1α -распадов/см² мин и для β -активных радионуклидов – 10 и 100 β -распадов/см² мин.

Важным вопросом является защита от γ -излучения, мощность дозы которого для отработанного ядерного топлива может составлять около 200 мР/ч.

Задача работы состоит в определении толщины стальной защиты контейнера для перевозки радиоактивных отходов, которые будут образовываться в процессе работы АЭС Аккую.

Для определения толщины защиты использовали формулу снижения мощности экспозиционной дозы γ -излучения при поглощении в чугуне: $\dot{X} = \dot{X}_0 e^{-\mu x}$, где: \dot{X} - мощность дозы γ -излучения на безопасной толщине стенки контейнера, \dot{X}_0 - мощность экспозиционной дозы на поверхности отработанной ТВС (равна 200 мР/ч), μ - удельный линейный коэффициент поглощения для железа, см⁻¹, x - толщина чугуна, обеспечивающего защиту до мощности дозы $\dot{X}=11$ мкР/ч, см.

Расчет толщины защитной стенки контейнера из чугуна при снижении мощности дозы γ -излучения с 200 мР/ч до 11 мкР/ч дал значение 22 см (толщина стенки стандартного контейнера фирмы Siempelkamp – 28 см).

Для оценки индивидуальной эффективной дозы облучения использовали формулу: 1 мкР/ч соответствует 10^{-8} Зв/ч или $8,8 \cdot 10^{-5}$ Зв/год (Е).

Анализ индивидуального радиационного риска проводили по формуле $R_{инд} = rE$, где $R_{инд}$ – индивидуальный радиационный риск профессионалов год⁻¹ · чел.⁻¹, r – коэффициент индивидуального летального риска равен $5,6 \cdot 10^{-2}$ [Зв⁻¹ · чел.⁻¹].

Индивидуальная доза облучения моряков при исправном контейнере для перевозки обработанных ТВС в течение 1 недели равна $0,16 \cdot 10^{-5}$ Зв*неделя⁻¹ · чел.⁻¹, Эта доза облучения соответствует радиационному индивидуальному риску, равному $0,9 \cdot 10^{-7}$ неделя⁻¹ · чел.⁻¹, что в 11 раз меньше приемлимого риска для населения, равного $0,1 \cdot 10^{-5}$ неделя⁻¹ · чел.⁻¹ и в 211 раз меньше приемлемого риска для операторов АЭС.

Литература

1. Е. В. Блохина, С. Ф. Долбищев, Л. Н. Кожаев, М. В. Тюрин, Д. А. Лисин. Транспортный упаковочный комплект ТУК-137 для безопасного транспортирования ОТВС реакторов ВВЭР-1000/1200 с увеличенной массой и глубиной выгорания ядерного топлива, 2011

ОЦЕНКА ДОЗ ОБЛУЧЕНИЯ ДЛЯ НАСЕЛЕНИЯ РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ И Г. ОБНИНСКА

*Нгуен Тхи Фуонг Линь, Момот О.А.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Радиационная обстановка вблизи радиационно опасных объектов (РОО) всегда приковывала внимание общественности. Безусловно подобный интерес вызван желанием обеспечить себя и будущие поколения благоприятной окружающей средой и чувствовать защищенность от такого рода объектов. Открытая информация о радиационных параметрах среды и оценка дозовых нагрузок позволяют адекватно представить степень негативного влияния РОО на население. Поэтому целью данной работы являлась оценка доз облучения населения для жителей

России и г. Обнинска, города, имеющего два РОО из федерального перечня.

Таблица 1

Результаты оценки СГЭД для жителей России

№	Тип облучения	Российская Федерация	
		Параметры [2]	СГЭД, мЗв/год
1	Внешнее облучение	Плотность загрязнения почвы $\sigma_{Cs} = 1 \text{ Ки/км}^2$	0,30
2	Внутреннее облучение за счет перорального поступления РН с водой	Удельная активность ^3H в воде $C_{\text{H-3}} = 1,7 \text{ Бк/л}$	$2,24 \cdot 10^{-5}$
3	Внутреннее облучение по ингаляционному пути поступления РН в организм человека	Удельная активность РН в воздухе $C_{Cs-137} = 1,6 \cdot 10^{-7} \text{ Бк/м}^3$ $C_{Sr-90} = 1,2 \cdot 10^{-7} \text{ Бк/м}^3$	$8,86 \cdot 10^{-8}$
4	Внутреннее облучение за счет перорального поступления РН с пищей	Плотность загрязнения почвы $\sigma_{Cs} = 1 \text{ Ки/км}^2$	0,15
Суммарная СГЭД, мЗв/год			0,45

Таблица 2

Результаты оценки СГЭД для жителей г. Обнинска

№	Тип облучения	Обнинск	
		Параметры [2]	СГЭД, мЗв/год
1	Внешнее облучение	Плотность загрязнения почвы $\sigma_{Cs} = 0,05 \text{ Ки/км}^2$	0,02
2	Внутреннее облучение за счет перорального поступления РН с водой	Удельная активность ^3H в воде $C_{\text{H-3}} = 2,9 \text{ Бк/л}$	$3,81 \cdot 10^{-5}$
3	Внутреннее облучение по ингаляционному пути поступления РН в организм человека	Удельная активность РН в воздухе $C_{Cs-137} = 3,7 \cdot 10^{-7} \text{ Бк/м}^3$ $C_{Sr-90} = 0,86 \cdot 10^{-7} \text{ Бк/м}^3$ $C_{I-131} = 41,2 \cdot 10^{-5} \text{ Бк/м}^3$ $C_{Pu-238} = 11,7 \cdot 10^{-9} \text{ Бк/м}^3$ $C_{Pu-39+40} = 9,5 \cdot 10^{-9} \text{ Бк/м}^3$ $C_{Be-7} = 141 \cdot 10^{-5} \text{ Бк/м}^3$	$1,44 \cdot 10^{-4}$
4	Внутреннее облучение за счет перорального поступления РН с пищей	Плотность загрязнения почвы $\sigma_{Cs} = 0,05 \text{ Ки/км}^2$	$7,26 \cdot 10^{-3}$
Суммарная СГЭД, мЗв/год			0,027

Для оценки дозовой нагрузки на население определяли среднюю годовую эффективную дозу (СГЭД) внешнего и внутреннего облучения, используя Методические рекомендации [1]. С помощью Ежегодника [2] получили необходимые значения для расчета доз за 2017 г.: плотность загрязнения почвы; средняя удельная активность радионуклидов в воздухе, воде, почве. Необходимые параметры для расчета также брали из НРБ-99/2009 [3]. Результаты расчетов представлены в табл. 1 и 2.

Оцененные значения доз для жителей России и г. Обнинска за 2017 г. оказались ниже установленного норматива (1 мЗв/год) [3] в 2 и 37 раз, соответственно.

Литература

1. МР 2.6.1.006-12. 2.6.1 Ионизирующее излучение, радиационная безопасность. Контроль доз облучения населения, проживающего в зоне наблюдения радиационного объекта, в условиях его нормальной эксплуатации и радиационной аварии. Методические рекомендации (утв. Главным государственным санитарным врачом РФ 06.06.2012). – 2012.

2. Радиационная обстановка на территории России и сопредельных государств в 2017 году. Ежегодник. – Обнинск – 2018. – 360 с.

3. НРБ – 99/2009. Нормы радиационной безопасности: СанПиН 2.6.1.2523-09. – М.: Роспотребнадзор, 2009. – 100 с.

ПРОБЛЕМЫ СБРОСА И ВЫБРОСА ТРИТИЯ И УГЛЕРОДА-14 С АЭС В СВЕТЕ СОВРЕМЕННОЙ ЗАКОНОДАТЕЛЬНО-НОРМАТИВНОЙ БАЗЫ

*Максимов А.А., Кочетков О.А., Барчуков В.Г., Еремина Н.А.
ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России, г. Москва*

Тритий и углерод-14 – радиоизотопы, образующиеся в качестве побочного или специального продукта в ядерных реакторных системах и в атмосфере в результате взаимодействия космических лучей с азотом и водородом. Тритий и углерод-14 от-

носятся к «глобальным радионуклидам», поскольку имеют длительные периоды полураспада и время пребывания в атмосфере и гидросфере, достаточное для их распространения по всему миру. Хотя тритий и углерод-14 не представляют внешней радиационной опасности, однако из-за их длительного периода полураспада, высоких скоростей изотопного обмена и простоты инкорпорации в живые организмы важно контролировать их выбросы и сбросы в окружающую среду с помощью соответствующих стратегий и практик управления отходами.

Проведен анализ нормативных документов в части критериев содержания трития и углерода-14 в сбросах и выбросах с АЭС, изучена зарубежная практика, а также существующие на действующих АЭС России нормы относительно критериев содержания радиоактивных веществ в выбросах в атмосферный воздух и сбросах в водные объекты. Может быть рассмотрен ряд предложений по внесению изменений в действующие в РФ нормативные документы. Так, в существующих методиках нормативы допустимых сбросов (далее – ДС) определяются путем выбора наименьшей из четырех рассчитанных величин сбросов, каждая из которых является максимальной с точки зрения неперевышения тех или иных санитарно-эпидемиологических критериев для данной местности.

Данный подход, на наш взгляд, является чрезмерно консервативным, расчет нормативов ДС может быть осуществлен только из условия неперевышения установленной для организации квоты на облучение населения. Также стоит обратить внимание на отсутствие в методических указаниях значения коэффициента межфазного распределения трития между водой и донными отложениями, в связи с чем может быть рассмотрена возможность дополнения нормативных документов соответствующими данными. Ряд замечаний касается недостатков существующих методов расчета максимальных удельных активностей (далее – МУА) радионуклидов.

Так, согласно существующим методикам, при расчете максимальной величины сброса, при которой не превышает установленная для организации квота на облучение от сбросов, производится сложение МУА по разным путям облучения критиче-

ской группы лиц из населения. При этом предложен метод расчета МУА для путей облучения, связанных с поступлением продуктов в организм человека, каждый из которых относится к пероральному пути поступления, но не указано, каким образом необходимо суммировать эти МУА при расчете нормативов ДС, в связи с чем считаем целесообразным внести в текст методических указаний соответствующие разъяснения. Также трудности возникают при учете пути облучения, связанного с поступлением в организм человека трития ингаляционным, пероральным путем и через кожные покровы. Для этого в методических указаниях рекомендуется предусмотреть наличие величины МУА_{зн}, при расчете которой используется дозовый коэффициент $g_{зн}$. При этом не указано обоснование для выбора данного дозового коэффициента.

Также данная рекомендация вносит неопределенность в порядок расчета ДС трития, так как в таком случае представляется затруднительным определить, какую формулу нужно использовать для расчета МУА трития в воде водного объекта. При расчете нормативов предельно допустимых выбросов (далее – ПДВ) с помощью функций перехода, связывающих активности выбросов с годовой эффективной дозой облучения населения, также используются специальные дозовые коэффициенты. На наш взгляд, целесообразным было бы введение в текст нормативных документов пояснений, касающихся обоснования введения этих коэффициентов, а также порядка расчета ДС и ПДВ трития и углерода-14.

МОРФОЛОГИЧЕСКИЕ ИЗМЕНЕНИЯ ПРОРОСТКОВ ЯЧМЕНЯ ПОСЛЕ НИЗКОДОЗОВОГО ГАММА- ОБЛУЧЕНИЯ СЕМЯН

Горбатова И.В.^{1,2}, Волкова П.Ю.¹

¹ *ФГБНУ ВНИИ радиологии и агроэкологии, Обнинск*

² *Институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ, Обнинск*

Важным методом улучшения посевных качеств семян является их предпосевная обработка с использованием физических

факторов. Одним из таких факторов является воздействие ионизирующим излучением. [1]

Существуют данные об ингибировании роста и развития растений большими дозами радиации, в то время как малые дозы могут оказывать стимулирующее действие. [2]

Для определения актуального диапазона доз, вызывающих стимулирующий эффект, необходимо проводить морфологическую оценку проростков облученных семян урожая разных лет, даже в случае использования в работе одинаковой репродукции одного и того же сорта.

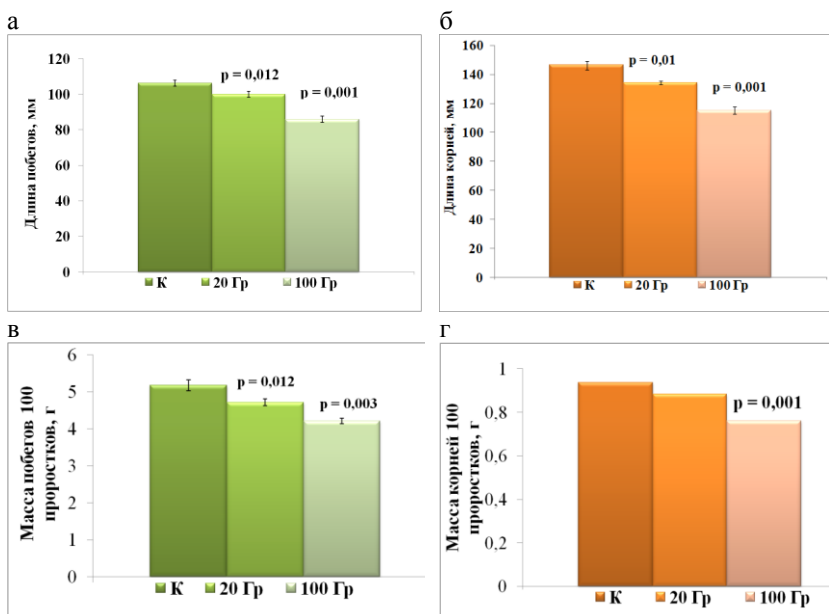


Рис. 1. Результаты измерения морфологических показателей

Объектом исследования являлся ячмень обыкновенный (*Hordeum vulgare* L.). В работе использовали семена ячменя сорта Нур первой репродукции, урожая 2017 года.

Облучение семян проводилось на установке ГУР-120 (^{60}Co) (ФГБНУ ВНИИРАЭ, Обнинск). Для проведения эксперимента были выбраны дозы 20 и 100 Гр. Контролем служили необлу-

ченные семена ячменя. Стерилизованные семена после облучения проращивали в рулонах фильтровальной бумаги, используя 8 рулонов по 100 семян для каждой дозы и для необлученных семян.

При выполнении работы был осуществлен анализ морфологических параметров проростков ячменя после облучения семян малыми дозами γ -излучения.

Измерения морфологических показателей, таких как длина побега, корня и их масса, проводились через 7 дней.

В ходе эксперимента было выявлено, что доза 20 Гр не является стимулирующей для семян урожая 2017 года (рис. 1).

В результате эксперимента было обнаружено значимое ингибирование морфологических параметров проростков семян, облученных дозами 20 и 100 Гр, как по длине побегов и корней, так и по их массе.

Литература

1. Козьмин Г.В., Гераськин С.А., Санжарова Н.И. Радиационные технологии в сельском хозяйстве и пищевой промышленности. Обнинск: ВНИИРАЭ, 2015. – С.400
2. С. В. Битаршвили, П. Ю. Волкова, С. А. Гераськин. Влияние γ -облучения семян на фитогормональный статус проростков ячменя. Физиология растений, том 65, № 3, 2018. С.223-231.

СЕКЦИЯ VI МЕДИЦИНСКАЯ РАДИОЛОГИЯ

СРАВНЕНИЕ АЛГОРИТМОВ И ОПРЕДЕЛЕНИЕ ПРЕИМУЩЕСТВ ПРЕДЛУЧЕВОЙ ПОДГОТОВКИ ДЛЯ ПРОВЕДЕНИЯ ЛУЧЕВОЙ ТЕРАПИИ НА УСКОРИТЕЛЯХ «SL-75» И «SYNERGY-S»

*Зязина Т.К., Анохин Ю.Н., Букиша А.Ю.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Лучевая терапия является методом лечения рака и других заболеваний при помощи ионизирующего излучения. Ее идеалом является подведение к опухоли летальной для злокачественных клеток дозы излучения при минимальной лучевой нагрузке на прилежащие здоровые органы и ткани. Широко используются линейные ускорители электронов. Рассмотрим ускорители, используемые в данном исследовании.

Линейный ускоритель электронов Philips SL-75 предназначен для лучевой терапии тормозным рентгеновским излучением в статическом и ротационном режимах с максимальной энергией фотонов 6 МэВ. Максимальный размер поля – 40×40 см.

Линейный ускоритель Elekta Synergy-S позволяет производить облучение фотонами и электронами с энергиями от 6 до 18 МэВ. Наличие многолепесткового коллиматора дает высокую точность и клиническую достоверность. Размер поля составляет 16×21 см.

Предлучевая топометрическая подготовка пациента для планирования лучевой терапии осуществляется с помощью компьютерного томографа. Для ускорителя SL – 75 получают изображения 1-3 внутренних срезов, а для ускорителя Synergy-S получают объемные изображения до 80 срезов. Компьютерная томография для ускорителя Synergy-S проводится с использованием специальных фиксирующих приспособлений.

На полученных снимках врач и медицинский физик очерчивает контуры облучаемой мишени и критических прилегающих структур. Для ускорителя SL – 75 оконтуривание проводится с

помощью системы компьютерного планирования ROCS с использованием дигитайзера для ввода информации со срезов. Для ускорителя Synergy-S оконтуривание проводится на системе оконтуривания мишеней и окололежащих нормальных структур Focal. После того, как оконтурены все органы и определена мишень, данные о пациенте сохраняются в общую базу для дальнейшего планирования лечения.

Дозиметрическое планирование для ускорителя Synergy-S проводится на системе XiO, позволяющая проводить оценку лучевых нагрузок на мишень и критические органы с помощью гистограммы доза-объем. Для ускорителя SL – 75 дозиметрическое планирование проводится на системе ROCS, на имеющей гистограмм доза-объем.

Перед процедурой облучения на ускорителе SL – 75 рекомендуется проводить его "репетицию" на специальном устройстве – симуляторе. Наличие системы XVI ускорителя Synergy-S позволяет получать послойные рентгеновские изображения в трех проекциях непосредственно перед лечебной процедурой снижая ошибки при укладке пациентов.

В исследовании были использованы данные 10 пациентов со злокачественной опухолью предстательной железы. В результате были получены следующие данные.

Таблица 1
Сравнение средних лучевых нагрузок на критические органы

	Мочевой пузырь, % V65Гр < 50%		Прямая кишка, % V50Гр < 50%		Головки бедренных костей, % V50Гр < 5%	
	SL – 75	Synergy-S	SL – 75	Synergy-S	SL – 75	Synergy-S
Средние лучевые нагрузки	59.28	37.84	63.11	46.77	3.25	0

Отчетливо видно, что при планировании на ускорителе Synergy-S нагрузки на критические органы не превышают предельно допустимые значения и существенно меньше, чем при планировании на ускорителе SL – 75 .

Литература

1. В.А. Климанов. Радиобиологическое и дозиметрическое планирование лучевой и радионуклидной терапии.-М.: Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», 2011

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ СИНЕРГИЧЕСКОГО ВЗАИМОДЕЙСТВИЯ ХИМИОПРЕПАРАТОВ, РАДИАЦИИ И ГИПЕРТЕРМИИ ДЛЯ РЕШЕНИЯ ЗАДАЧ КОМБИНИРОВАННОЙ ХИМИО- ЛУЧЕВОЙ ТЕРАПИИ ОПУХОЛЕЙ

Филимонова А.Н.^{1,2}, Анохин Ю.Н.^{1,2}, Переклад О.В.²

¹ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

*²МРНЦ им. А.Ф. Цыба - филиал ФГБУ «НМИЦ-радиологии»
Минздрава России, г. Обнинск*

Различные физические факторы (ионизирующее излучение, гипертермия) используются в медицинской радиологии в комбинации, которая синергически усиливает действие химических агентов. Некоторые препараты для химиотерапии содержат в своем составе тяжелые металлы, как основную составляющую. Было бы интересно исследовать экспериментально их совместное действие для оптимизации методов сочетанной терапии. В настоящее время отсутствуют систематические данные, которые подтверждали бы выявленные универсальные закономерности для комбинированного действия этих факторов.

Цель работы. Экспериментально исследовать закономерности комбинированного действия химических препаратов и ионизирующего излучения, а также и гипертермии на выживаемость клеток.

В опытах использовали диплоидные дрожжевые клетки *Saccharomyces cerevisiae*, штамм XS800. Клетки облучали γ -квантами ^{60}Co (10,80 Гр/мин). Выживаемость клеток оценивали по их способности образовывать видимые невооруженным глазом колонии. В экспериментах использовали $\text{K}_2\text{Cr}_2\text{O}_7$ в различ-

ных концентрациях. Гипертермическую обработку (43-55 °С) осуществляли в термостате, в предварительно нагретых до исследуемой температуры пробирках, с добавлением стерильной воды, химического препарата и клеточной суспензии, итоговая концентрация 10^6 клеток/мл.

Механизм синергизма при комбинированном применении химических препаратов с физическими факторами, обусловлен взаимодействием неэффективных при отдельном применении агентов субповреждений [1]. Математическая модель синергизма предсказывает условие достижения максимального синергического взаимодействия [2].

Получены результаты определения выживаемости клеток после одновременного и отдельного применения $K_2Cr_2O_7$ с ионизирующим излучением, а также в комбинации с гипертермией, и были получены теоретические кривые, рассчитанные при условии независимого сложения эффектов, используемых факторов. Характер взаимодействия этих агентов является синергическим. На основании полученных результатов, мы рассчитали зависимости коэффициента синергического усиления (К) от действующего препарата в различных концентрациях и физических факторов. При одновременном воздействии $K_2Cr_2O_7$ (0,005, 0,0005 и 00005 г/мл) и ионизирующего излучения, $K = 2,5$ и достигает своего максимума при концентрации 0,0005 г/мл, а любое отклонение применяемых концентраций от оптимального значения приводит к снижению синергического взаимодействия применяемых факторов, что и ожидалось на основании математической модели синергизма [1]. В случае одновременного действия $K_2Cr_2O_7$ (0,005 г/мл) и гипертермии, в диапазоне от 43 °С до 55 °С, максимальное значение $K = 4$ и наблюдается при 50 °С, дальнейшее отклонение от оптимальной температуры приводило к значительному снижению синергического взаимодействия изучаемых факторов.

На основании полученных результатов можно предположить, что уменьшение концентрации химического препарата и подробное изучение его комбинированного взаимодействия различной температурой, повлечет за собой снижение темпера-

туры, при которой будет наблюдаться максимум синергического взаимодействия.

Литература

1. Петин В.Г., Жураковская Г.П., Комарова Л.Н. Радиобиологические основы синергических взаимодействий в биосфере. - М.: ГЕОС, 2012.

2. Пронкевич М.Д. (Тхабисимова М.Д.), Воробей О.А., Филимонова А.Н. Участие процессов восстановления в модификации радиочувствительности клеток // Сборник научных работ лауреатов областных премий и стипендий, Калуга, – 2017. – С. 93-103.

РАЗРАБОТКА СИСТЕМЫ ПОДДЕРЖКИ ПРИНЯТИЯ ВРАЧЕБНЫХ РЕШЕНИЙ ДЛЯ РАДИОДОТЕРАПИИ НА ОСНОВЕ МЕТОДОВ ИСКУССТВЕННОГО ИНТЕЛЛЕКТА

*Казмин А.С., Никитаев В.Г., Проничев А.Н., Трухин А.А.
НИЯУ МИФИ, г. Москва*

В современной практике применение нейронных сетей в области медицины очень слабо развито. Нейронная сеть может выступить в качестве одной из главных составляющей системы поддержки принятия решения лечащим врачом. Такая система может стать важной и неотъемлемой частью современной медицины, т.к. её внедрение приведёт к повышению качества оказываемых медицинских услуг, увеличению потока пациентов и общему увеличению уровня здравоохранения.

Проблема современной радиологии заключается в правильном выборе активности радиофармпрепарата, который нужно ввести пациенту при проведении терапии. Лечащему врачу необходимо балансировать между высоким уровнем радиационной безопасности и эффективностью его лечения пациента.

Цель работы разработать систему поддержки принятия решения лечащим врачом о назначении терапевтической активности при радиодотерапии [1,2].

Для разработки данной системы была использована нейронная сеть, основанная на методе прямого и обратного распространения ошибки. Обучение нейронной сети производилось с учителем. Лечащему врачу необходимо ввести все имеющиеся данные о пациенте и нажать кнопку «Запуск». Алгоритм основываясь на опыте нейронной сети строит график зависимости вероятности успешной терапии от введённой в пациента активности радиофармпрепарата. Реализация данной системе происходила в среде MatLab(рис.1).

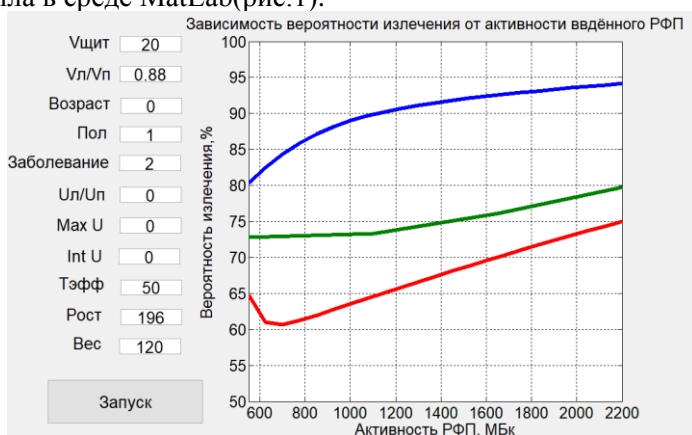


Рис. 1. Графический интерфейс пользователя системы поддержки принятия решения лечащим врачом для 3 различных пациентов

Предложенная реализация системы поддержки принятия решения лечащим врачом позволила прогнозировать исход терапии с точностью до 91%. Эмпирическим путём было выявлено, что терапия проходила успешно, если пациенту вводили терапевтическую активность, соответствующую на графике 75% вероятности успешной терапии.

Литература

1. Willegaignon, M. T. Sapienza, G. B. Coura-Filho, T. Watanabe, A. C. Traino, and C. A. Buchpiguel Graves' disease radioiodine-therapy: Choosing target absorbed doses for therapy planning // Med. Phys., 2014.

2. Su-Li Yan, Ying Wang, Ji-Cheng Liu. Research on the Comprehensive Evaluation of Business Intelligence System Based on BP

Neural Network. 2nd International Conference on Complexity Science & Information Engineering. North China Electric Power University, Beijing 102206, China, 2011, p. 2211-3819

РАДИОНУКЛИДНЫЕ МЕТОДЫ ОЦЕНКИ ФУНКЦИОНАЛЬНОГО РЕЗЕРВА ПЕЧЕНИ ПРИ ПЛАНИРОВАНИИ АНАТОМИЧЕСКИХ РЕЗЕКЦИЙ

Давыдов Г.А.², Дорн Ю.А.^{1,2}, Сигов М.А.², Спиченкова О.Н.²

¹ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

*²МРНЦ им. А.Ф. Цыба - филиал ФГБУ «НМИЦ радиологии»
Минздрава России, г. Обнинск*

В настоящее время «золотым стандартом» в вопросе планирования анатомических резекций печени являются лабораторные показатели функции печени и данные КТ-вольтометрии. Первая методика дает представление о функциональном состоянии всей печени, вторая – об объеме остающейся ткани. Однако обе метода не дают возможности оценить функциональный резерв остающейся части печени. Радионуклидное исследование с использованием современного диагностического оборудования позволяет определить как функциональное состояние печени в целом, так и функциональный резерв остающейся части печени после ее резекции.

Цель работы. Оценка параметров функционального резерва печени с использованием радионуклидных методов исследования при планировании резекций.

Из общего числа пациентов, прошедших радионуклидные исследования печени, было выбрано 5 пациентов с онкологическими заболеваниями в возрасте от 50 до 80 лет (средний возраст 67 лет), имеющие метастазы в печень. Исследования проводили в разные дни с двумя радиофармпрепаратами (РФП) - ^{99m}Tc-Бромезида и ^{99m}Tc-Технефит и включали в себя следующие этапы: динамическая сцинтиграфия непосредственно после внутривенного введения РФП и ОФЭКТ/КТ печени; при исследовании с ^{99m}Tc-Технефит дополнительно выполнялось планарное исследование в режиме «все тело» и статические снимки.

Исследования выполнялись на совмещенной системе ОФЭКТ/КТ Discovery NM/CT 670. С помощью нового приложения Q.Metrix появилась возможность при ОФЭКТ/КТ получать количественную информацию о распределении РФП в органах и тканях непосредственно в единицах активности (Бк), что является важным для определения функции будущего остатка печени. При статическом исследовании оценивалось накопление препарата в правой доле относительно левой (R/L), в печени относительно селезенки (П/С), в костном мозге относительно печени (КМ/П); при сцинтиграфии всего тела - накопление РФП в печени, селезенке и костном мозге относительно всего тела. По данным динамической сцинтиграфии вычисляли значение функционального резерва остающейся доли печени, по КТ - функциональный объем (FRLV) и процент функционирующей паренхимы будущего остатка печени по ОФЭКТ/КТ (FRLF).

У одного из пяти пациентов при динамическом исследовании наблюдалось пониженное значение функционального резерва левой доли до 1,63 %/мин/м² при ^{99m}Tc-Технефит и 1,57 при ^{99m}Tc-Бромезида (норма $N > 2,7$ %/мин/м²[1]). По данным ОФЭКТ/КТ: функциональный объем (FRLV) составил 25%, а процент функционирующей паренхимы левой доли (FRLF) составил 15,5% общей функции печени (норма: $FRLF \geq FRLV$). Эти данные были интерпретированы как локальное снижение функции паренхимы печени в остающихся сегментах. С учетом этих сведений, тактика лечения была пересмотрена: одноэтапная резекция печени была изменена на двухэтапную резекцию печени.

В ходе исследования показано, что комплексное радионуклидное исследование позволяет оценить как общее функциональное состояние печени, так и функциональный резерв остающегося фрагмента печени, в отличие от методик, которые позволяют оценить либо общее состояние печени, либо измерить остающийся объем органа, и не дают возможности количественно оценить функциональное состояние остающихся сегментов.

Литература

1. Wilmar de Graaf¹, Krijn P. van Lienden, et al/ Bennink 99mTc-Mebrofenin Hepatobiliary Scintigraphy with SPECT for the Assessment of Hepatic Function and Liver Functional Volume Before Partial Hepatectomy // Journal of Nuclear Medicine - 2010 Feb;51(2):229-236.

ИТЕРАЦИОННЫЙ АЛГОРИТМ УГЛОВОГО СОГЛАСОВАНИЯ НА ОСНОВЕ КВАТЕРНИОННЫХ СИГНАЛОВ ДЛЯ ЛУЧЕВОЙ ТЕРАПИИ С ВИЗУАЛЬНЫМ КОНТРОЛЕМ ИЗОБРАЖЕНИЯ (IGRT)

Ерминская К.Г., Егошин М.А.

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

Российский Центр информационных технологий и эпидемиологический исследований в области онкологии публикует ужасающую картину прироста злокачественных новообразований за последние пятнадцать лет. Именно поэтому в современных реалиях остро стоит вопрос о модернизации диагностики и терапии злокачественных образований.

В связи с рядом особенностей анатомических структур от фракции к фракции, одной из главных проблем в фракционированной лучевой терапии является точность лечения пациента. Именно поэтому появление новых методик связано, в первую очередь, с подведением максимума дозы к опухоли, оставляя при это окружающие здоровые ткани интактными. Такой подход помогает достигнуть максимально-возможную эффективность в лечении и существенно снизить побочные эффекты.

Для уменьшения негативных эффектов межфракционных вариаций широко используется лучевая терапия с коррекцией по изображению (IGRT). Одним из плюсов данного метода коррекции является возможность врача подстраиваться под сугубо индивидуальные особенности пациента в реальном времени и корректировать как систематические, так и случайные изменения, путем коррекции положения пациента и направления лучей.

Несмотря на то, что современные технологии обеспечивают возможности для более сложных корректировок, чем простые сдвиги, на практике не учитывают вращательные смещения, деформации органов и независимые движения между различными органами.

Данная работа посвящена коррекции ошибки вращения, задачам регулировки углов гантри при подведении пучков.

В работе было рассмотрено применение итерационного алгоритма на основе кватернионных сигналов к 3D медицинским изображениям [1,2].

Автоматизация корректировки углового рассогласования имеет огромное значение для процесса перепланирования в реальном времени, поскольку в условиях недостатка времени возникает риск ошибок.

Литература

1. Комплекснозначные и гиперкомплексные системы в задачах обработки многомерных сигналов / Под. ред. Я.А. Фурмана. – М.: ФИЗМАТЛИТ, 2004. – 456 с.

2. Егошин, М.А. Подходы к обработке изображений в условиях плохой видимости. Оптико-электронные приборы и устройства в системах распознавания образов, обработки изображений и символьной информации. распознавание – 2013. Сборник материалов XI Международной научно-технической конференции. 2013. С. 49-51.

ТЕСТИРОВАНИЕ ИСТОЧНИКА ИОНОВ МЕДИЦИНСКОГО ЦИКЛОТРОНА

Тактаева Н. В.

ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград

Протонная терапия – это один из видов корпускулярной терапии, который использует протоны для облучения поражённой ткани, причем наиболее часто при терапии злокачественных новообразований.

В 2007 г. ОИЯИ совместно с бельгийской фирмой ИВА начали разработку специализированного медицинского циклотрона С235-V3 для протонной терапии. По своим характеристикам он превосходит серийные медицинские циклотроны ИВА С235 предыдущих модификаций. С235-V3 — изохронный циклотрон на основе магнита броневого типа. Пространственная вариация магнитного поля создается четырьмя парами спиральных секторов. Ускоряющая высокочастотная система создана на основе двух резонаторов, расположенных в противоположных полюсах электромагнита, систем генерации ВЧ-мощности, стабилизации и управления. Система вывода состоит из электростатического дефлектора, корректора градиента магнитного поля и фокусирующего квадрупольного дублета на основе постоянных магнитов. Диаметр циклотрона составляет 4,3 м, его вес -220 т.

Таблица 1

Параметры источника ионов в процессе регулировки

<i>Описание теста</i>	<i>Ожидаемый результат</i>	<i>Результат теста</i>
Номинальный ток при старте main coil	> 735 А	750 А
Давление в высоком вакууме	Зона #1 < $5 \cdot 10^{-5}$ мБар	$6,3 \cdot 10^{-7}$
	Зона#2 < $5 \cdot 10^{-5}$ мБар	$8,8 \cdot 10^{-7}$
Установите заданное значение тока 140 А	140 А	Ok
Опорное напряжение дуги" в 140 V	140 V	Ok
Нить и дуга в режиме дистанционного управления	Ok	Ok

Источник ионов с горячим катодом размещен в центре циклотрона, вводится вдоль оси магнита вертикально. Вся эта система носит название chimney. Водород протекает через источник и ионизируется для создания протонов (ионов H⁺). Для регулирования пучка протонов надо учитывать два тока:

- Сила тока накаливания. Заставляет металл накаливания излучать электроны. Электроны ионизируют атомы водорода и образуются протоны. Параметр регулируется автоматически.

- Сила тока дуги - ток между нитью и краем chimney. Регулируется вручную.

На первом этапе тестирования источника ионов в процессе регулировки были заданы параметры (таблица 1)

Процедура тестирования источника ионов выглядит следующим образом. Задается сила тока от 140 А до 200 А, с шагом 10А. При этом измеряется реальное значение силы тока в источнике и сравнивается с заданным.

Результатом является получение в каждом случае коэффициента калибровки, представляющего собой соотношение заданного и полученного значений величин силы тока источника. В описанном случае коэффициент калибровки - 0,013911431. В дальнейшем значения коэффициентов будут использоваться для настроек различных подсистем вывода и доставки пучка в лечебную комнату.

Литература

1. Pascal Pelerin. Cyclotron Injection integration test.- Dimitrovgrad.: ИВА, 2017

СРАВНИТЕЛЬНАЯ ХАРАКТЕРИСТИКА 2D И 3D ПЛАНИРОВАНИЯ ПРИ КОНФОРМНОЙ И КОНВЕНЦИОНАЛЬНОЙ ЛУЧЕВОЙ ТЕРАПИИ РАКА ПИЩЕВОДА

*Макарова Е.А., Логвинова И.С., Чулков Д.И.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск, Россия*

Конформное облучение – это первый шаг в освоении высоких технологий лучевой терапии (ЛТ). В мире накоплен большой опыт сравнения различных методик ЛТ. Но в России, где еще достаточно широко применяется 2D планирование [1], задача сравнения 2D и 3D дозиметрических планов лечения является актуальной. Сравнение нагрузок на органы риска при этих методиках лечения позволяет оценивать возможность повторных курсов ЛТ у конкретных пациентов, сочетать на различных этапах лечения конвенциональное и конформное облучение.

Актуальность данной работы заключается в достижении прецизионности и селективности в лечении больных раком пищевода.

Цель работы – провести сравнительный анализ лучевых нагрузок на нормальные ткани и органы и мишень при конвенциональной ЛТ и трехмерной ЛТ (3DCRT) больных раком пищевода.

Очевидно, что для сравнения двухмерного плана с 3DCRT необходимо воспроизвести условия облучения при 2D планировании в трехмерной системе планирования ХЮ [2].

Результаты. Для 20 пациентов с диагнозом «рак пищевода» были составлены планы для лучевой терапии. Каждому пациенту было проведено СКТ-исследование. Полученные изображения передавались в систему FOCAL для оконтуривания, затем все данные отправлялись в систему ХЮ для создания планов. Для трехмерного планирования система ХЮ работает с лепестками в автоматическом режиме.

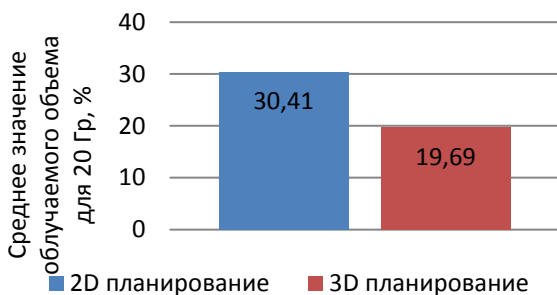


Рис. 1. Сравнение дозовых нагрузок на легкие

В итоге проведенных планов лечения были получены значения дозовых нагрузок на критические органы для 20 пациентов, которые считывались с гистограммы «Доза – Объем». После обработки данных пациентов были построены гистограммы, на которых видна разница между нагрузками на критические органы, такие как легкие, сердце и спинной мозг. Здесь представлена гистограмма сравнения дозовых нагрузок на легкие для 20 пациентов (рисунок 1). По данным таблицы толерантных доз

QUANTEC нагрузка на легкие определяется как процентное содержание облученного объема органа при 20 Гр и не должна превышать 30% объединенного объема легких. Из этой гистограммы видно, что благодаря сочетанию прецизионности и селективности при 3DCRT развивается меньшее число лучевых повреждений со стороны окружающих здоровых тканей за счет уменьшения на них лучевой нагрузки, чем при сравнимых дозах, но неконформного (конвенционального) 2D-облучения.

Литература

1. Климанов В.А., Крылова Т.А. Дозиметрическое планирование лучевой терапии. Часть 1. Дистанционная лучевая терапия пучками тормозного и гамма-излучения: учебное пособие. (М.: МИФИ. 2007).

2. Practical Radiotherapy Planning. 3rd edition / Ann Barrett, Jane Dobbs, Stephen Morris and Tom Roques – Hodder Arnold, an imprint of Hodder Education, an Hachette UK Company 338 Euston Road, London NW1 3BH, 2009. – P. 394

РАЗРАБОТКА РАДИОФАРМАЦЕВТИЧЕСКОГО ПРЕПАРАТА НА ОСНОВЕ САМАРИЯ-153 В ПОЛИМЕРНОМ НОСИТЕЛЕ ДЛЯ ЛУЧЕВОЙ ТЕРАПИИ МЕТАСТАТИЧЕСКИХ ОПУХОЛЕЙ ПОЗВОНОЧНИКА

*Дуфлот В.Р., Ермаков В.С., Замараева Т.В., Лобанова Е.И.
АО НИФХИ им. Л.Я. Карпова, г. Обнинск*

Метастатическое поражение костной системы занимает третье место по частоте после метастазов в легкие и печень. Причем в структуре самой костной патологии метастатические опухоли встречаются в 35-40 раз чаще, чем первичные. По частоте поражения отделов костной системы на первом месте стоит поражение позвоночника и костей таза. В позвоночнике опухолевое поражение является второй по частоте причиной развития патологических компрессионных переломов после остеопороза.

В последние годы все чаще применяются малоинвазивные хирургические методы, позволяющие значительно улучшить качество жизни пациентов, не прибегая к обширным оперативным вмешательствам.

Альтернативой традиционного двухэтапного метода лечения костных метастазов является радионуклидная вертебропластика

Разработан радиофармпрепарат (РФП) для проведения радионуклидной вертебропластики больных со злокачественными опухолями позвоночника и метастазами злокачественных опухолей в позвоночник.

Радионуклидная вертебропластика позволяет объединить:

- восстановление прочности костной ткани тела позвонка, пораженного литическим метастазом;
- локальное радиационное облучение в метастатическом очаге;
- термосенсибилизацию за счет экзотермической реакции полимеризации.

Таким образом, введение в состав костного цемента бета-излучающего самария-153 усиливает терапевтический эффект вертебропластики и одновременно с гипертермическим воздействием обеспечивает взаимное усиление их цитостатического эффекта, т.е. синергизм.

Радиофармацевтический препарат представляет собой двухкомпонентный состав, состоящий из порошкообразного полимера метилметакрилата с сульфатом бария и пероксидом бензоила, выступающего инициатором полимеризации, и жидкого мономера метилметакрилата с введенными в его состав N,N-диметил-*n*-толуидина и радионуклида самарий-153.

Основными преимуществами использования данного препарата являются: адресная доставка; локальное обеспечение эффективной поглощенной дозы излучения в очаге злокачественного роста; минимальная инвазивность; отсутствие влияния радиоактивного излучения на кожу и на критические органы пациента; отсутствие влияния на медицинский персонал.

Разрабатываемый препарат успешно прошел стадию доклинических исследований. Показано, что РФП не обладает токсичностью, гипоаллергенен и не вызывает местнораздражающе-

го действия. Оценка динамики распределения и выведения РФП у лабораторных животных после его введения в сегментарный костный дефект показала практически 100% фиксацию активности в костном цементе на протяжении 72 часов исследования.

Результаты исследования с активностью, максимально приближенной к реальным клиническим условиям, демонстрируют в эксперименте *in vitro* значительный терапевтический потенциал применительно к опухолям позвоночника.

Данный РФП рекомендован ФМБА им. А.И. Бурназяна для проведения I фазы клинических исследований.

Разработка и исследование РФП выполнялись в рамках реализации ФЦП «ФАРМА 2020».

АНАЛИЗ ФОРМИРОВАНИЯ КОЖНЫХ РЕАКЦИЙ ПРИ ПРОВЕДЕНИИ ПРОТОННОЙ ТЕРАПИИ

*Анохин Ю.Н.¹, Базовкина Е.В.¹, Гоголин Д.В.², Соловьев А.Н.²,
Шемяков А.Е.³*

¹ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

*² МРНЦ им. А.Ф. Цыба - филиал ФГБУ «НМИЦ–радиологии»
Минздрава России, г. Обнинск*

³Филиал «Физико-технический центр» Федерального государственного бюджетного учреждения науки Физического института им. П.Н. Лебедева РАН, г. Протвино

Одна из основных задач современной лучевой терапии — максимальное облучение опухоли с минимальным лучевым воздействием на окружающие здоровые ткани. Одной из возможностей существенно сократить токсичность облучения и при этом сохранить или повысить его эффективность является использование протонных ускорителей, и в частности, самого современного и наиболее безопасного вида излучения — терапии активным сканирующим пучком [1-3].

Цель. Определить величину пороговой дозы, при которой возникают токсические кожных реакций при проведении протонной терапии на установке «Прометеус» с использованием средств инструментальной дозиметрии.

Для определения величины поглощённой дозы на коже, поверх термопластической маски для фиксации пациента, наклеивали радиохромные дозиметрические пленки Gafchromic EBT2. Величина средней поглощенной дозы была определена за одну фракцию, а для вычисления пороговой дозы это значение было умножено на количество фракций. Всего приняло участие в исследовании 20 пациентов. Для анализа кожных реакций использовали базу данных, которая ведётся в МРНЦ им. А.Ф. Цыба по последствиям облучения. База сформирована по трём наблюдаемым параметрам: токсичность, дерматит, выпадение волос в месте облучения. Для настоящего исследования использовали только показатель степени дерматита по стандартной шкале RTOG.

Кожные реакции наблюдались у 11 человек из 20. Анализ средних поглощённых доз позволил установить пороговую дозу на коже 30 Гр за курс, ниже которой кожные реакции не наблюдались. В то же время достоверной зависимости степени дерматита от дозы выявить не удалось, что, по всей видимости, связано с малой выборкой пациентов.

Полученные результаты показали хорошее соответствие отсутствия кожных реакций и поглощенной дозы. Однако в нескольких случаях разовая доза на кожу оказалась равной плановой дозы на опухоль за фракцию или превышала ее, что по всей видимости вызвано дефектами плёнки. Радиохромные пленки EBT2 оказались пригодным инструментом анализа поглощенной дозы для нашего исследования.

Литература

1. Г.И. Кленов, Ю.Ф. Козлов, В.С. Хорошков. Шестьдесят лет протонной лучевой терапии: результаты, проблемы и тенденции. Мед. физика. Выпуск №1. С. 86-89 (2015)
2. В.А. Климанов, Ж.Ж. Галяутдинова, М.В. Забелин. Протонная лучевая терапия: современное состояние и перспективы. Мед. физика. Выпуск №2. С. 90-118 (2017)
3. Shahla Naeemi, Mohsen Bakhshandeh, Hojatolah Sabouri. Prospective evaluation of acute radiation – induced skin reactions in

КОНЦЕПЦИЯ ПОСТРОЕНИЯ НЕЙТРОНОГЕНЕРИРУЮЩЕЙ УСКОРИТЕЛЬНО- УПРАВЛЯЕМОЙ СИСТЕМЫ ДЛЯ ЦЕЛЕЙ ЯДЕРНОЙ МЕДИЦИНЫ

*Авдеева В.О., Новожилова О.О., Мелузов А.Г.
НГТУ им. Р.Е.Алексеева, г. Нижний Новгород*

Процессы в организме, происходящие на клеточном уровне одни из самых важных. Диагностика и лечение заболеваний на самых ранних стадиях достигается благодаря изучению этих процессов с помощью веществ, меченных радионуклидами – радиофармацевтических препаратов (РФП). В общем годовом производстве радиоизотопной продукции более 50% процентов потребления приходится именно на медицинскую практику. Постановка диагноза, лечение, оценка эффективности проведения той или иной терапии, клинические исследования все это требует применения РФП.

Радионуклиды, необходимые для выполнения медицинских задач в настоящее время производят на исследовательских и промышленных ядерных реакторах, которые в силу своей специфики не могут быть размещены непосредственно в клинике. Для целей лучевой терапии также необходимы источники нейтронов, т.к. среди всех видов опухолевых образований более 30% не поддаются лечению традиционным фотонным излучением. Поэтому необходима разработка альтернативных источников нейтронов для обеспечения производства радионуклидов и проведения лучевой терапии.

Одним из универсальных устройств для производства нуклидов и лучевой терапии может стать ускорительно-управляемая система с нейтроногенерирующей мишенью.

Рассмотрим ускорительно-управляемую систему с жидко-металлической нейтроногенерирующей мишенью.

В качестве материала мишени и теплоносителя предлагается жидкий галлий, как обладающий необходимыми теплогидравлическими характеристиками. Принцип работы подобной системы заключается в следующем. При взаимодействии ускоренных электронов с галлиевой мишенью, возникающее тормозное гамма-излучение инициирует реакцию фоторождения нейтронов в области гигантского дипольного резонанса $^{69,71}\text{Ga} (\gamma, xn)$. В данных условиях вероятность захвата нейтронов в галлии подавлена и общий выход с поверхности мишени практически равен 100% [1].

Схема ускорительно-управляемой системы для медицинских приложений в своей основе должна содержать следующие основные блоки: ускоритель частиц (электронов), мишень, бланкет для трансмутации элементов, канал вывода пучка нейтронов, коллимационную систему. В качестве вспомогательных необходимы системы: поддержания рабочих параметров, защиты пациентов и персонала, хранения и переработки продуктов трансмутации элементов и др. (рис.1).

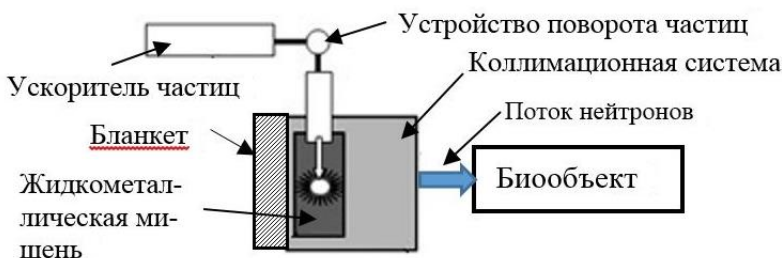


Рис. 1. Принципиальная схема ускорительно-управляемой системы для медицинских приложений

Таким образом, использование фотоядерных процессов, инициируемых электронным пучком в жидкометаллической галлиевой мишени, позволит получить высокоинтенсивный источник нейтронов как для производства радионуклидов, так и для возможного применения в лучевой терапии.

Литература

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

2. Ю.А. Кураченко, Н.К. Вознесенский, А.А. Говердовский, В.И. Рачков. Новый интенсивный источник нейтронов для медицинских приложений // Медицинская физика, №2, 2012.

РЕФЕРЕНТНЫЕ ИНТЕРВАЛЫ СТАНДАРТНОГО ЗАХВАТА В ДИАГНОСТИКЕ ФУНКЦИОНАЛЬНОЙ АКТИВНОСТИ ЩИТОВИДНОЙ ЖЕЛЕЗЫ

Бубнов А.А.¹, Никитаев В.Г.¹, Проничев А.Н.¹, Трухин А.А.^{1,2}

¹НИЯУ «МИФИ», г. Москва

²ФГБУ «НМИЦ эндокринологии» Минздрава России, г. Москва

Диагностика на основе SUVpeak (Standart uptake value – стандартный захват) является перспективным направлением в оценке лечения заболеваний эндокринной системы. В настоящее время наблюдается ежегодный прирост в выявлении заболеваний, который составляет 4.5% в год [1,3]. Среди заболеваний эндокринной системы первое место занимают патологии (доброкачественные и злокачественные новообразования) щитовидной железы. В связи с этим необходимость в своевременной и качественной диагностике растет с каждым годом. SUV на основе ОФЭКТ/КТ уже используется в ряде стран: Южная Корея, Япония, США, Индия и является достаточно эффективным инструментом при выявлении злокачественных новообразований таких как: папиллярный, фолликулярный, медуллярный и анапластический рак щитовидной железы (ЩЖ).

В ходе выполнения работы использовали систему ОФЭКТ/КТ GE Discovery NM/CT 670. Программное обеспечение для сегментации изображения Q.Metix. Сегментацию проводили на восстановленных (AC – коррекция поглощения, SC – коррекция рассеяния и RR – коррекция коллимации) посттерапевтических ОФЭКТ/КТ исследованиях.

На основе полученных данных были построены графики зависимости SUVpeak от объема области накопления. Для объемов от 0.5 мл до 5 мл зависимость имеет линейный характер, а при объемах больших 5 мл аппроксимация подчиняется экспоненциальному закону.

Найденный референтный интервал SUVpeak отражает функциональную активность (гипо-, эу-, гипер- тиреоз) ткани щитовидной железы. Методика сегментации применима в полуколичественной объектной дозиметрии и легко воспроизводима в условиях наличия рабочей станции ОФЭКТ/КТ [2].

Литература

1. Hyunjong Lee, MD,a,b Ji Hyun Kim, MD,a Yeon-koo Kang, MD. «Quantitative single-photon emission computed tomography/computed tomography for technetium pertechnetate thyroid uptake measurement». Medicine (Baltimore)., 2016.

2. GE Healthcare.Organ Dose estimates for Radio-Isotope Therapy treatment planning purposes Dosimetry toolkit package.

3. Breen SL, Publicover J, et al. Intraobserver and interobserver variability in GTV delineation on FDG-PET-CT images of head and neck cancers. Int J Radiat Oncol Biol Phys., 2007.

МИНИМИЗАЦИЯ ЧИСЛА ПРОЕКЦИЙ В КОНУСНОМ ПУЧКЕ РЕНТГЕНОВСКОГО ТОМОГРАФА

Адарова А.И.¹, Анохин Ю.Н.^{1,2}, Ульяненко С.Е.², Чернуха А.Е.²

¹ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г.Обнинск

²МРНЦ им. А.Ф. Цыба - филиал ФГБУ «НМИЦ–радиологии» Минздрава России, г. Обнинск

В медицине широкое распространение получила компьютерная томография с использованием конического пучка рентгеновских лучей. Самым распространенными на сегодняшний день методами реконструкции являются методы, основанные на использовании алгоритма Фельдкампса. Вследствие наметившейся в последние годы тенденции к уменьшению рентгеновской дозы на одну проекцию и, зачастую ограниченному углу

вому диапазону в томографическом обследовании становятся актуальными итерационные алгоритмы, учитывающие эти и другие обстоятельства.

При компьютерной томографии пациента, как правило, используется порядка 900-1000 рентгеновских проекций. При уменьшении числа снимаемых проекций алгоритм Фельдкамп реконструирует сильно деградированные изображения, которые непригодны для дальнейшего медицинского исследования. Исправить эту ситуацию можно путем применения эвристических, итерационных алгоритмов с использованием в качестве регулирующего функционала тотальной вариации искомого изображения. Использование минимизации тотальной вариации позволяет сократить число проекций до 100 и уменьшить угловой диапазон, сохраняя границы и практически устраняя полосовые и кольцевые артефакты.

В данной работе, на начальном этапе проводилась физическая дозиметрия при четырех разных напряжениях (80,100,120,140кВ соответственно) с использованием конусного рентгеновского томографа; цилиндрической ионизационной камеры ТМ30010 с радиометром РТW UNIDOS webline. Указанная камера калибровалась по Со-60 в МРНЦ им А.Ф. Цыба. Водный фантом, в котором проводились измерения, имеет размеры 330x345x532 мм, передняя стенка – 30,4мм.

Получены результаты одного цикла рентгеновского томографа при разных напряжениях рентгеновской трубки. При напряжении 80кВ – средняя поглощенная доза составила 0,70мГр; при 100кВ – 1,32мГр; при 120кВ – 1,98мГр; при 140кВ - 2,91мГр.

В дальнейшем наша работа будет направлена на исследование свойств эвристического итерационного алгоритма в модельной задаче, связанных, например с уменьшением углового диапазона, снимаемых проекций, изменением числа проекций и количества луч-сумм в них, решением, как переопределенных, так и недоопределенных задач, выбором различных исходных распределений элементов и изменением «контраста» в этих распределениях, имитацией реального эксперимента, введением в значения луч-сумм случайных и систематических ошибок, и т.д.

Литература

1. Лихачев А.В. Алгоритмы томографической реконструкции. Уч.пособие. Новосибирск – 2013.
2. Казанцев И.Г. Численные и геометрические методы математического моделирования в многомерных задачах томографии и обработки изображений. Диссертация на соискания ученой степени доктора физико-математических наук. Новосибирск – 2014.

РАДИОПРОТЕКТОРЫ И ИХ КЛАССИФИКАЦИЯ

*Монстаков Д.А., Любимова Е. В.
ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Дмитровград*

Радиотерапия является наиболее распространенным методом лечения рака человека. Восемидесяти процентам больных раком необходимо в какой-то момент провести лучевую терапию либо для лечебных, либо паллиативных целей. Чтобы получить лучший контроль над опухолями с более высокой дозой, нормальные ткани должны быть защищены от радиационного повреждения. Таким образом, роль радиозащитных соединений очень важна в клинической лучевой терапии. Поскольку биологические ткани содержат более 60% воды, основной радиационный ущерб связан со свободными радикалами, образуемыми действием излучения на воду. Эти радикалы реагируют с клеточными макромолекулами, такими как ДНК, РНК, белки, мембрана и т. д., и вызывают дисфункцию клетки и ее смертность. Реакции происходят как в опухоли, так и в нормальных клетках при воздействии излучения [1].

Интегральным показателем противолучевой эффективности радиопротекторов является фактор уменьшения поглощенной дозы – ФУД или фактор изменения дозы – ФИД. Данный фактор показывает во сколько раз увеличивается (изменяется) значение равноэффективных доз облучения при применении препаратов. В качестве равноэффективных доз обычно сравнивают полулетальные дозы облучения (обозначаются как ЛД₅₀), то

есть дозы, вызывающие гибель 50% облученных животных, и поэтому ФУД рассчитывают по формуле:

$$\text{ФУД} = \frac{\text{ЛД}_{50} \text{ (с радиопротектором)}}{\text{ЛД}_{50} \text{ (без радиопротектора)}}$$

У наиболее эффективных радиопротекторов фактор достигает величины 1,8-2,0, но не превышает 3. Преодолеть порог дозы мешает высокая токсичность радиопротекторов – основной фактор, который ограничивает их широкое практическое использование [2].

Противорадиационные препараты могут быть как кратковременного действия (в течение нескольких часов), так и пролонгированного (в течение суток и более). Радиозащитные средства разделяются на:

1) сероазотосодержащие радиопротекторы (цистамин, цистафос, гаммафос, цистеамин);

Защита организма обусловлена непосредственным воздействием на возбужденные молекулы биосубстрата, в момент воздействия ионизирующего излучения и нормализованием их физического состояния путем восстановления электронного слоя и временным, обратимым угнетением активных молекул биосубстрата. Кроме этого, происходит инактивирование образующихся жирокислотных радикалов на стадии образования гидроперекисей, блокирование цепных реакций и существенное снижение количества радиотоксинов в лимфе. ФУД при гамма-излучении 1,5, при действии нейтронов 1,1.

2) Биогенные амины (мескамин, индралин, нафтизин);

Биогенные амины уменьшают частоту хромосомных аббераций и тем самым риск образования опухолей. ФУД при гамма-нейтронном облучении достигает 1,3-1,5

3) эстрогены (диэтилстильбэстрол);

В основе данного механизма защитного действия лежит состояние гиперэстрогенизма, которое определяет повышение резистентности фосфолипидов мембран к процессам свободно-радикального окисления и повышает антиоксидантную активность лимфы в целом. ФУД радиопротекторов этой группы составляет 1,2-1,3 [3].

- 4) аминокислоты (глутаминовая и аспарагиновая кислоты, а также их производные);
- 5) производные нуклеотидов (натрия нуклеинат, метилурацил, рибоксин);
- 6) витаминные препараты;
- 7) антиоксиданты;
- 8) биополимеры;
- 9) полисахариды;
- 10) сорбенты (активированный уголь, энтеросорбент СКН);
- 11) фитопрепараты.

Целью в поиске новых химических средств защиты является «идеальный» радиопротектор, соответствующий следующим требованиям:

- высокая эффективность при отсутствии токсичности;
- удобство лекарственной формы (пероральное или внутримышечное введение);
- дешевизна в создании и устойчивость при хранении;
- длительность проявления защитных свойств (которое должно начинаться с первых минут после приема и сохраняться в течение нескольких часов);
- возможность использования препарата при воздействии различных видов ионизирующих излучений [2].

Разработка новых и эффективных подходов в использовании нетоксичных протекторов имеет особую ценность в оборонном деле, ядерной промышленности, радиационной безопасности и авиационно-космической промышленности. Помимо этого, противорадиационные препараты играют важную роль в защите нормальных тканей при лучевой терапии опухолей.

Литература

1. С.К. К. Nair, D.K. Parida and T. Nomura, «Radioprotectors in Radiotherapy»// Radiation Biology Division, Bhabha Atomic Research Centre, - Mumbai, 2000; Department of Radiotherapy, All India Institute of Medical Sciences, – New Delhi, – India, 2000; Department of Radiation Biology and Medical Genetics, Graduate School of Medicine, Osaka University, – Osaka, Japan, 2000.

2. Ю. Б. Кудряшов, Химическая защита от лучевого поражения, Московский государственный институт им. М. В. Ломоносова, – М., 2000.

3. Радиопротекторы (Радиозащитные Препараты)// URL: <http://www.gradremstroy.ru/vyzhivanie/radioprotektory-radiozashhitnye-preparaty.html>.

МЕТОД ОЦЕНКИ СРЕДНИХ ПОГЛОЩЕННЫХ ДОЗ С ПРИМЕНЕНИЕМ АДДИТИВНЫХ ТЕХНОЛОГИЙ

*Дюженко С.С., Голованова О.Ю., Сабуров В.О., Трошина М.В.,
Корякин С.Н., Ульяненко С.Е.
МРНЦ им. А.Ф. Цыба - филиал ФГБУ «НМИЦ–радиологии»
Минздрава России, г. Обнинск*

Для проведения лучевой терапии на протонных пучках необходимо разрабатывать и реализовывать программы обеспечения гарантии качества облучения [1], одним из важнейших элементов которых является пациент-специфичная гарантия качества (ПСГК). Основная цель ПСГК - обеспечить сравнение плана терапии, рассчитанного с помощью системы планирования, и реальным подведением дозы в объем мишени. В качестве метода решения такой задачи, обладающего рядом преимуществ, можно рассмотреть применение аддитивных технологий [2] для создания персонифицированных фантомов терапевтических объемов и критических структур пациента. Поскольку возможности трехмерной печати для создания персональных фантомов пока недостаточно широко применяются в мировой клинической практике, сочетание этого подхода с химическим и термолюминесцентным методами дозиметрии в настоящее время являются актуальным направлением исследований.

Целью работы являлась разработка метода быстрой оценки средней поглощенной в объеме дозы излучения с применением аддитивных технологий и химического метода дозиметрии.

Для воспроизведения сложных геометрий мишени, применяли FDM технологию 3D печати. Геометрию мишеней воспроизводили по томограммам пациентов, проходивших лечение на

протонном терапевтическом комплексе, размещенном в МРНЦ им. А.Ф. Цыба – филиал «НМИЦ радиологии» Минздрава России. Для определения средней поглощенной дозы в объеме мишени использовали высокочувствительную дозиметрическую систему FBX на основе ферросульфатного дозиметра Фрикке. Источником протонов является установка «Прометеус» со сканирующим пучком (производитель ЗАО «ПРОТОМ», г. Протвино, Россия) [1]. Значение поглощенной дозы находили по калибровочной кривой для протонного излучения, полученной в рамках данной работы.

Значения поглощенных доз, определяемых с помощью дозиметра FBX в объеме мишеней, изготовленных с использованием 3D технологии, находились в пределах допустимой ошибки. Полученные данные соответствуют величине планируемой разовой очаговой дозы, отличие от которой составило ~3%.

Можно сделать вывод, что измерения, проведенные по предлагаемой методике, дают хорошую оценку средней поглощенной в объеме дозы протонного излучения. Применяя данную методику, можно быстро создавать модели терапевтических объемов опухолей конкретного пациента, а заполнив дозиметрическим раствором и однократно облучив такую модель - оценить среднюю поглощенную в объеме дозу. Это значительно сократит время проведения дозиметрических исследований. Создавая модели анатомических структур пациентов и комбинируя их с моделями терапевтических объемов, можно так же оценить дозовые нагрузки на прилегающие здоровые органы и ткани.

Литература

1. Ульяненко С.Е., Лычагин А.А., и др. Распределения дозы и ЛПЭ в биообъектах при облучении протонами //Медицинская физика, 2018. № 1, С. 68-74.

2. V. O. Saburov, M. V. Troshina, et al, “The Practice of Additive Manufacturing for Estimation of Average Absorbed Dose in Clinical Proton Beams” in XIII International Youth Scientific and Practical Conference “FUTURE OF ATOMIC ENERGY - AtomFuture 2017”, KnE Engineering, 2017, DOI 10.18502/keg.v3i3.1617

СЕКЦИЯ VII
РАЗВИТИЕ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ И РОЛЬ
ПРОФЕССИОНАЛЬНЫХ
НЕПРАВИТЕЛЬСТВЕННЫХ И ОБЩЕСТВЕННЫХ
ОРГАНИЗАЦИЙ

ОЦЕНКА ЭФФЕКТИВНОСТИ СОТРУДНИЧЕСТВА ГК
РОСАТОМ СО СТРАНАМИ ЦЕНТРАЛЬНОЙ И ЮЖНОЙ
АФРИКИ

Внуков Р.А.¹, Саруханов В.Г.¹, Фомичев В.В.²

¹ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

²АО НИФХИ им. Л.Я. Карпова, г. Обнинск

Атомная энергия – это доступный источник электроэнергии для покрытия базисной нагрузки и Африка более чем готова к её развитию. Данные слова были сказаны Виктором Васильевичем Поликарповым, генеральным директором региональной площадки Русатом – Международная Сеть по Центральной и Южной Африке, в рамках конференции 27-29 апреля 2015 года, проходившей в Кении. Подобное утверждение в случае достоверности подразумевает следующие заключения:

1. организация РМС провела анализ экономического развития стран Африки [1], в котором рассмотрела различные показатели, отражающие уровень исследуемого аспекта (ВВП/ВНП, отраслевая структура национальной экономики, производство основных видов продукции на душу населения, уровень и качество жизни населения);

2. пользуясь данными о суммах, затраченных на создание атомных электростанций, а также фигурировавшими в контрактах, заключенными между ГК Росатом и различными странами в рамках сотрудничества, оценила перспективы заключения договора о строительстве реакторов различной мощности.

В рамках этих заключений необходимо оценить показатели производства электроэнергии, его целевое использование, рассмотреть экономику страны с целью определения целесообразности постройки дорогостоящего объекта, требующего долго-

срочных взаимоотношений, связанных с обслуживанием. На рисунке 1 представлены некоторые параметры, необходимого многоступенчатого анализа.

В работе представлен один из подходов поэтапной оценки эффективности взаимодействия ГК Росатом на примере стран Центральной и Южной Африки в долгосрочной перспективе. Рассмотрены такие выгоды, как способность государства построить АЭС либо выплатить долг в кратчайшие сроки в случае кредитования [2], возможности безопасной эксплуатации, отсутствие нездоровой конкуренции, существование потребности в развитии энергетической промышленности, а также различные экономические показатели уровня развития.

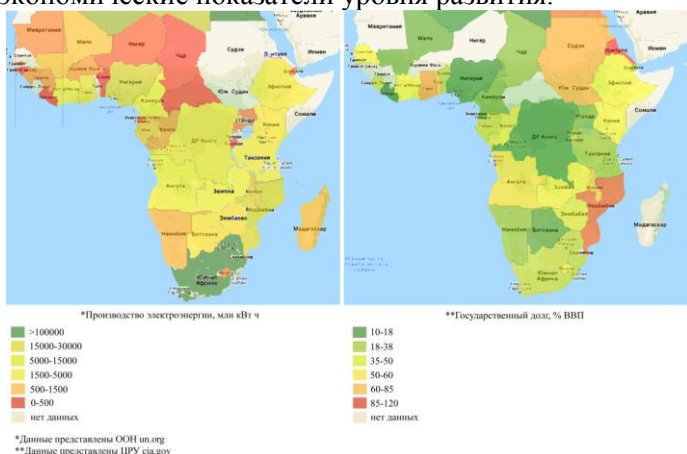


Рис. 1. Графическое представление эконометрических параметров стран Африки

В результате соотнесения двусторонней эффективности сотрудничества определены категории стран, с которыми выгодно сотрудничество двум сторонам, одной стороне, выделены государства, с кем взаимодействие экономически убыточно.

Литература

1. К.Р. Макконел, С.Л. Брю. Экономикс – М.: 14-е издание, 2005

2. Рейтинги и индикаторы стран мира [Электронный ресурс]. URL: <https://ru.countries.world> (дата обращения 05.11.2018)

РОЛЬ КОНСТИТУЦИОННОГО СУДА РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ В РАЗВИТИИ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

Молчанова Т.А.

ФГБОУ ВО Тульский государственный университет, г. Тула

На современном этапе мирового развития трудно переоценить значение сферы атомной энергетики и ядерных технологий. Говоря о Российской Федерации нельзя не отметить, что уровень научно – технических разработок находится на одном из первых в мире мест. Более чем на двухстах российских предприятиях решаются вопросы о совершенствовании и повышении перспективности атомного энергопромышленного комплекса.

Государственной программой Российской Федерации «Развитие атомного энергопромышленного комплекса» (в ред. 17.03.2018) в качестве предполагаемого результата к концу 2020 года названо оформление охраны 2 360 результатов интеллектуальной деятельности (полезных моделей, изобретений, ноу – хау, программ для ЭВМ и др.) на территории 34 государств.

Государственная корпорация по атомной энергии «Росатом» в лице своего подразделения ОАО «Государственного научного центра – Научно – исследовательского института атомных реакторов» в 2017 году оформило 26 ноу-хау и 13 патентов, а в целом багаж интеллектуальной собственности состоит из 1 товарного знака, 124 патентов, 28 ноу – хау и 1 развернутой и усовершенствованной базы данных.

Очевидно, что вопросы охраны и защиты интеллектуальной собственности особенно актуален для рассматриваемой сферы деятельности, поскольку она находится в государственном ведении и должна особо охраняться.

В Российской Федерации конституционно закреплена свобода научного и технического творчества, что обуславливает осо-

бый характер разработок в области атомной энергетики и ядерных технологий.

Анализ судебной практики с 2000 по 2017 год показывает динамику роста обращений в Конституционный Суд Российской Федерации по вопросам, связанным с нарушением прав на интеллектуальную собственность. Принятыми решениями неоднократно подтверждена гарантированность Конституцией Российской Федерации права на защиту интеллектуальной собственности.

Решения и содержащиеся в них правовые позиции Конституционного Суда являются важную роль в процессе правового регулирования сферы интеллектуальной собственности. Поскольку рассматриваемая область на сегодняшний день является наиболее активно развивающейся, именно с ней связан значительный массив вопросов, которые носят сложный, дискуссионный характер. Именно с этим связана необходимость реализации функции Конституционного Суда по разъяснению конституционно-правового смысла тех или иных законодательных норм, вызывающих трудности. Толкования Конституционного Суда активно используются судами при разрешении споров, связанных с результатами интеллектуальной деятельности.

Смысл законодательных норм и их конкретизация, защита конституционных принципов и конституционных прав патентообладателей, обладателей прав на товарные знаки и иные средства индивидуализации, а главное, в данном случае охрана интересов государства в сфере интеллектуальной собственности в области атомной энергетики и ядерных технологий – именно для этих положений правовые позиции Конституционного Суда Российской Федерации будут неизменно выступать основополагающими для формирования действующего законодательства и правоприменительной практики.

Целью исследования является сопоставление и анализ правовых позиций Конституционного Суда Российской Федерации в сфере интеллектуальной деятельности с закрепленными в установленном порядке результатами интеллектуальной деятельности в области атомной энергетики и ядерных технологий и предполагаемыми способами посягательств на них.

Литература

1. Конституция Российской Федерации (принята всенародным голосованием 12.12.1993) // СЗ РФ. - 2014. - №31. - ст.4398.
2. Об утверждении государственной программы Российской Федерации "Развитие атомного энергопромышленного комплекса": постановление Правительства РФ от 02.06.2014 N 506-12 (ред. от 03.11.2018)// СЗ РФ. – 2014. - ст. 3092.

РАЗВИТИЕ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ ПАКИСТАНА И ИНДИИ В УСЛОВИЯХ ДЕЙСТВУЮЩЕГО ПОЛИТИЧЕСКОГО КОНФЛИКТА

*Саруханов В.Г., Внуков Р.А.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

После получения в 1947 году независимости от Великобритании между Индией и Пакистаном разгорелся конфликт из-за спорных территорий. Это не могло не отразиться на развитии их атомной энергетики и ядерного оружия в частности. Положение осложняет то, что обе страны не подписали Договор о нераспространении ядерного оружия (ДНЯО).

Пакистан, в отличие от Индии, относится к своей ядерной программе крайне скрытно. Это, а так же отказ от разделения военной и гражданской ядерной программ, привело к тому, что многие страны выступают против его членства в Группе ядерных поставщиков (ГЯП). Для Индии же в 2008 году были сделаны исключения, снимающие ограничения ГЯП.

В 1980-х годах обе страны участвовали в гонке вооружений, которая ускорилась в 1990-х. Индия отменила планы по сокращению расходов на оборону. То же сделал и Пакистан, не смотря на меньший бюджет.

В целом проблемы безопасности Пакистана вытекают из того, что Индия обладает большим ядерным потенциалом и создала ракеты с атомными боеголовками ближнего и дальнего радиуса

действия. Так же не может не сказаться поражение в 2 из 3 индо-пакистанских войнах [1].

Общественная позиция этих стран по вопросам о нераспространении заметно отличается. Хотя как Индия, так и Пакистан считают ДНЯО дискриминационным в пользу 5 ядерных держав, последний предложил присоединиться к Договору при условии, что и первая сделает это. Но если Индия будет проводить ядерные испытания, то Пакистан приступит к созданию собственной атомной бомбы. Еще Пакистан неоднократно предлагал создание безъядерной зоны в Южной Азии. Индия же считает, что проблему региональной безопасности следует решать на международном уровне, и отвергает данную инициативу. Зато поддерживает Договор о всеобъемлющем запрещении ядерных испытаний (ДВЗЯИ).

В течение нескольких лет США проводили ряд инициатив, направленных на то, чтобы убедить Индию и Пакистан отказаться от своих программ ядерного оружия и принять всеобъемлющие международные гарантии в отношении всей их ядерной деятельности. Но все они были отвергнуты Индией.

Но все же некоторые улучшения в отношениях между странами в данном направлении имеются. Например, в 1990 году каждая сторона ратифицировала договор о ненападении на ядерные объекты другого. А в конце 1991 года Пакистан и Индия предоставили друг другу списки, показывающие местоположение всех их ядерных установок, хотя нельзя с уверенностью сказать, что они были абсолютно точными.

Данные примеры показывают, что Пакистан и Индия понимают напряженность имеющейся ситуации и пытаются прийти к соглашению по своим ядерным программам, но продвижение в данном направлении идет медленно. Пока же атомной промышленности Пакистана активно помогает Китай в обход ГЯП, а Индия тесно сотрудничает с США, Францией и Россией [2].

Литература

1. Nuclear Power in Pakistan [Электронный ресурс]. URL: <http://www.world-nuclear.org/> (дата обращения 1.11.2018).

2. А.А. Бойко, Сравнительный анализ программ Индии и Пакистана по развитию атомной энергетики, Сравнительная политика, - М., 2015 г.

ТЕХНОЛОГИИ ЛИЗИНГА НА ПРЕДПРИЯТИЯХ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

*Кузмичева С.А., Смирнова Т.Л.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, Обнинск*

Технологии лизинга – это эффективный финансовый инструмент, с помощью которого промышленные активы приобретаются, передается во временное владение предприятиям на основе лизингового договора с выбранной системой платежей. Преимущества такого способа организации финансовых отношений заключаются в том, что предприятие может получить необходимый объем ресурсов для совершенствования элементов производственно-технологических цепочек в ядерной энергетике без привлечения собственных средств. Система финансовых отношений между лизингодателем и лизингополучателем рассматривается с учетом возможных коммерческих, валютных, операционных и политических рисков [1, 2].

В ядерной энергетике наиболее распространен по форме организации многосторонних партнерских отношений лизинг:

1) финансовый – модель контрактных отношений, когда по инициативе заказчика лизинговая компания осуществляет поиск необходимого оборудования, приобретение его за счёт собственных средств и передачу лизингополучателю;

2) оперативный – заключается лизинговый договор, который не предполагает дальнейшего выкупа дорогостоящих активов, лизингополучатель пользуется им, а после окончания срока договора возвращает его лизинговой компании.

Для предприятий, осуществляющих свою производственную деятельность в ядерной энергетике, экономический эффект от внедрения лизинговых технологий возникает в результате снижения уровня капитальных вложений, сокращения срока окупаемости технологических проектов, перераспределения налого-

вой нагрузки, страхования рисков приобретения специфических активов, повышения эффективности использования производственных мощностей. Лизинговые технологии позволяют снять инвестиционные ограничения «барьеров входа» предприятиям, участвующим в ядерном топливном цикле на международном рынке, которые возникают в результате жёсткой ценовой конкуренции, политики демпинга для новых видов продукции и услуг. Ключевыми участниками рынка лизинговых технологий в ядерной энергетике являются ведущие топливные и инжиниринговые компании, которые поддерживаются национальными финансовыми институтами своих стран и международными правительственными организациями.

Литература

1. Смирнова Т.Л. Развитие рынка рабочей силы как элемент модернизации высокотехнологичного сектора // Известия Уральского государственного экономического университета. – 2011. – №6 (38). – С.93-97.

2. Смирнова Т.Л. Ядерная энергетика в условиях эволюции технологического уклада и глобальных вызовов // Энергетика в современном мире. – Чита: Забайкальский государственный университет. – 2017. – С.277-281.

СЛЕДСТВИЯ НЕЙТРОНЫХ ВОЗМУЩЕНИЙ ПАРАМЕТРОВ НА ИОРДАНСКОЙ ПОДКРИТИЧЕСКОЙ СБОРКИ

*Саббаг А., Халайлах Л., Дбаиси М., Смади И.
НИЯУ МИФИ, г. Москва*

Подкритическая ядерная сборка-это ядерная установка, где для устойчивой работы требуется внешний источник нейтронов, чтобы компенсировать потерю поглощенных и просочившихся нейтронов. Это самая важная характеристика безопасности в subcritical средствах, которая делает ими самые соответствующие преподавательство и инструмент исследования. Эти подкритические реакторы представляют собой некоторые упро-

ценные недорогие ядерные установки. Такие установки являются отличным выбором для малых стран-новичков в их стремлении развивать свою ядерную инфраструктуру. Такие объекты необходимы для базового ядерно-инженерного образования и экспериментальных исследований.

В рамках энергетического плана Иорданского Хашимитского Королевства рассматривается вопрос о внедрении ядерной технологии для производства энергии. В 2007 году в Иорданском научно-техническом университете (JUST) была начата программа получения степени инженера-ядерщика. Департамент стремится подготовить местных инженеров, которые могут возглавить внедрение такой сложной технологии, и использовать свои лабораторные навыки и методы обработки данных. Таким образом, в целях повышения экспериментальной подготовки студентов и предоставления им практического опыта в области основ проектирования ядерных реакторов на кафедре ядерной инженерии, как и на первом ядерном объекте в стране, была создана Иорданская Докритическая Ассамблея (АКС).

Иорданская комиссия по атомной энергии (JAEC) заключила контракт с Китайским институтом атомной энергии (CIAE) на строительство JSA. В 2014 году ОАС была полностью введена в эксплуатацию. Объект отличается более низкой стоимостью строительства и высоким уровнем безопасности. JSA специально соответствующе для исследования реактора, образования и тренировки специализированных команд деятельности ядерного средства.

В этой работе была разработана детальная 3D модель N-частиц Монте-Карло (MCNP), основанная на проектных параметрах реактора. Код также использовался для моделирования отражателя, источника, опорной конструкции, замедлителя и топлива. Расчеты критичности и физики реактора были выполнены с использованием кода Монте-Карло MCNP5, чтобы понять текущую конфигурацию установки и предсказать влияние любых изменений конфигурации.

НАЛОГОВЫЕ ЛЬГОТЫ ПРЕДПРИЯТИЙ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ ТЕРРИТОРИЙ ОПЕРЕЖАЮЩЕГО СОЦИАЛЬНО-ЭКОНОМИЧЕСКОГО РАЗВИТИЯ

*Смирнова Т.Л.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, Обнинск*

В России общее количество территорий опережающего социально-экономического развития (ТОСЭР) составляет более 65; ведущее место занимают регионы Республики Татарстан и Урала. С 2017 года к территориям опережающего социально-экономического развития относят ЗАТО, которые, как правило, являются моногородами, и требуют специальных мер государственной инвестиционной поддержки для развития высокотехнологичного производственного сектора и реализации стандартов безопасности ядерной энергетики на основе цифровых комплексов и интеллектуальных систем управления. Риски ухудшения социально-экономической ситуации в моногородах включают в себя сокращение объемов производства и занятости экономически активного населения, уменьшение налогооблагаемой базы, ухудшение экологической ситуации, снижение уровня комфортности проживания населения из-за недостаточной транспортной доступности территорий [1, 2, 3].

Для стимулирования проектной деятельности, создания замещающих производственных мощностей, повышения эффективности привлечения новых инвесторов предприятиями с ядерными технологиями создана управляющая компания «АтомТОР», которая минимизирует операционные, финансовые и социальные риски территорий, оказывая инжиниринговую поддержку развитию малому высокотехнологическому бизнесу. Территории опережающего социально-экономического развития открыты для привлечения крупных инвесторов в моногорода с целью улучшения условий ведения бизнеса, развития транспортной и промышленной инфраструктуры.

Снижение административных барьеров, перераспределение налоговой нагрузки, многостороннее технологическое партнёрство позволит предприятиям создавать высокотехнологичные

рабочие места за счёт получения целевых бюджетных ресурсов разного уровня и диверсификации экономики муниципальных образований территорий. Налоговые льготы, предоставляемые предприятиям с ядерными технологиями как резидентам ТОСЭР, представлены в таблице 1, которые действуют в течение 5-10 лет; формируют пониженный тариф страховых взносов в Пенсионный фонд, Фонд социального страхования и Фонд обязательного медицинского страхования.

Таблица 1

Налоговые льготы предприятий ТОСЭР

<i>Налоги</i>	<i>Резидент ТОСЭР</i>	<i>Нерезидент ТОСЭР</i>
Налог на прибыль	0-5%	20%
Налог на землю	0%	0,3 – 1,5%
Налог на имущество организаций	0%	2,2%
Страховые взносы в государственные внебюджетные фонды, в том числе:	7,6%	30%
Пенсионный фонд	6%	22%
Фонд социального страхования	1,5%	2,9%
Фонд обязательного медицинского страхования	0,1%	5,1%

ГК «Росатом» осуществляет поддержку и создание инновационно-технологической инфраструктуры через R&D центры при университетах, обеспечивает взаимодействие государства, бизнеса, населения моногородов территорий опережающего социально-экономического развития, реализуя приоритеты национальной промышленной политики в системе мер устойчивого развития регионов и выстраивания сбалансированной модели пространственного развития.

Литература

1. Смирнова Т.Л. Реструктуризация российского рынка рабочей силы в условиях формирования инновационной экономики // Вестник Брянского государственного университета. – 2012. – №3. – С.228-231.

2. Смирнова Т.Л. Ригидность рынка рабочей силы как индикатор инновационно-технологической модели территорий // Вестник Томского государственного педагогического университета. – 2014. – №8. – С.158-163.

3. Смирнова Т.Л. Формирование института рынка рабочей силы в России // Вестник Череповецкого государственного университета. – 2011. – Т.2. – № 4. – С.41-44.

РАССМАТРИВАЕМЫЕ МЕТОДЫ УТИЛИЗАЦИИ ОРУЖЕЙНОГО ДЕЛЯЩЕГОСЯ МАТЕРИАЛА В СТРАТЕГИИ ЯДЕРНОГО РАЗОРУЖЕНИЯ МЕЖДУ США И РФ

*Клименко Д.С.¹, Антонова Д.И.¹, Бондарев И.Р.¹, Зуйков А.А.¹,
Игнатъев И.А.¹, Пшакин Г.М.²*

¹*ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

²*АО ГНЦ-РФ ФЭИ, г. Обнинск*

Неудачная стратегия ядерного сдерживания привела к гонке вооружений и к наращиванию боевого потенциала. После окончания холодной войны у двух сверхдержав (России и США) было накоплено внушительное количество оружейного делящегося материала. На сегодняшний день стоит острая проблема утилизации избыточных запасов материалов и веществ, которые могут быть использованы для изготовления компонентов ядерных зарядов.

Цель работы. Поднять вопрос о продолжении процесса разоружения путём утилизации материалов различными способами.

На данный момент была разработаны эффективная стратегия обоюдного разоружения стран и множество методов утилизации, подписаны Соглашения об утилизации плутония, заявленного как плутоний, не являющийся более необходимым для целей обороны. В этом направлении была проделана работа в создании необходимой инфраструктуры. Однако, все эти действия не привели к желаемому результату. Процесс разоружения так и не был начат из-за появившихся разногласий в выборе

метода утилизации оружейных делящихся материалов, экономически приемлемого для обеих стран.

В заключении следует подчеркнуть важность призыва общественных организаций, политических деятелей к возобновлению переговоров по созданию новых договоренностей и к решению возникших разногласий в вопросе ядерного разоружения.

Литература

1. Г. А. Кравченко, С. В. Рассамагин и др. Получение мокс-топлива как один из этапов замыкания ядерного топливного цикла. – Железногорск: научный журнал «Исследования наукограда», 2013

2. Alternatives to MOX Direct-disposal options for stockpiles of separated plutonium Frank von Hippel and Gordon MacKerron, [Электронный ресурс], - <http://fissilematerials.org>- (Дата обращения: 12.11.2018).

ОЦЕНКА ВОЗМОЖНОСТИ РЕАЛИЗАЦИИ ЗЯТЦ ПРИ ПОДПИТКЕ ОБЕДНЕННЫМ УРАНОМ НА БАЗЕ РЕАКТОРА БРЕСТ

Прец А.А., Калиновский Ю.А.

Инженерная школа ядерных технологий НИ ТПУ, г. Томск

Актуальными задачами на данный момент являются повышение экономичности и безопасности АЭС. В том числе улучшение потенциала использования уранового ядерного топлива и решение вопроса с увеличением запасов ОЯТ.

Одним из подходов решения поставленных вопросов является концепция реактора БРЕСТ. В котором подразумевается использование уран-плутониевого монокридного топлива высокой плотности, в составе которого находятся обедненный уран и плутоний из легководных реакторов.

Основными достоинствами данной установки служат низкое значение запаса реактивности и высокое значение коэффициен-

та воспроизводства ядерного топлива, позволяющее обеспечить кампанию ядерного топлива около 5 лет.

Сформирована картограмма компоновки активной зоны реакторной установки.

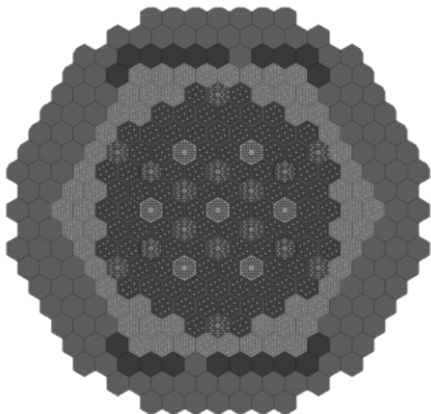


Рисунок 1 – Картограмма рассматриваемой активной зоны

Проведен нейтронно-физический расчет активной зоны реактора БРЕСТ собранной из 169 гексагональных ТВС с твэлами диаметром 9,7 и 10,5 мм. Определен эффективный коэффициент размножения для системы с заданными граничными условиями, который составил $k_{eff} = 1,025$. Этот результат сопоставим с полученными в работах посвященных данной тематике [1].

Получено значение длительности кампании топлива, которое составило около 1500 эффективных суток. В конце кампании ядерного топлива из него удалялись продукты деления и проводилась подпитка только обедненным ураном.

Определено, что при подпитке топлива изотопного состава на в конце кампании только обедненным ураном обеспечивается достаточный запас реактивности, который удовлетворил требуемую длительность кампании ЯТ. Стоит также отметить, что поддерживалось обеспечение малого запаса реактивности и значение доли запаздывающих нейтронов в течении работы реактора составляла порядка $\beta_{eff} = 0,00387$. Исходя из получен-

ных результатов можно заключить, что реализация замкнутого цикла при данных параметрах возможна.

Литература

1. Bulkin S.Yu., Lemekhov V.V., Sila-Novitsky A.G., Smirnov V.S. Research and development for demonstration of fuel performance in the BREST-OD-300 core // IAEA technical meeting: Design, manufacture and in-pile behavior of fast reactor fuel (May 30 – June 3, 2011, Obninsk) – Obninsk, 2011. – pp. 75–81.

2. Troyanov V. M., Grachev A. F., Zabud'ko L. M., Skupov M. V. Prospects for using nitride fuel in fast reactors with a closed nuclear fuel cycle. // Atomic Energy, Vol. 117, No. 2, December, 2014 (Russian Original Vol. 117, No. 2, August, 2014), pp 85 – 91.

3. Glazov A. G., Leonov V. N., Orlov V. V., Sila-Novitskii A. G., Smirnov V. S., Filin A. I., Tsikunov V. S. BREST reactor and plant-site nuclear fuel cycle. // Atomic Energy, Vol. 103, No. 1, 2007, pp 501 – 508.

ЗАМЫКАНИЕ ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА РЕАКТОРОВ ВВЭР ПО РЕМИКС-ТЕХНОЛОГИИ

*Ланкис А.А., Гладкова Д.А., Липов Н.В.
ВИТИ НИЯУ МИФИ, г. Волгоград*

Использование атомной энергии на базе реакторов на тепловых нейтронах приводит к накоплению отработанного ядерного топлива (ОЯТ). В последнее время в России прорабатывается концепция по использованию в реакторах типа ВВЭР-1000 РЕМИКС-топлива (**RE**generated **MI**Xture of U, Pu oxides), полученного из неразделенной смеси урана и плутония, выделяемых при переработке ОЯТ, очищенного от минорных актиноидов и продуктов деления и смешанного с обогащенным природным ураном для поддержания необходимого состава делящихся нуклидов в рециклируемом топливе [1].

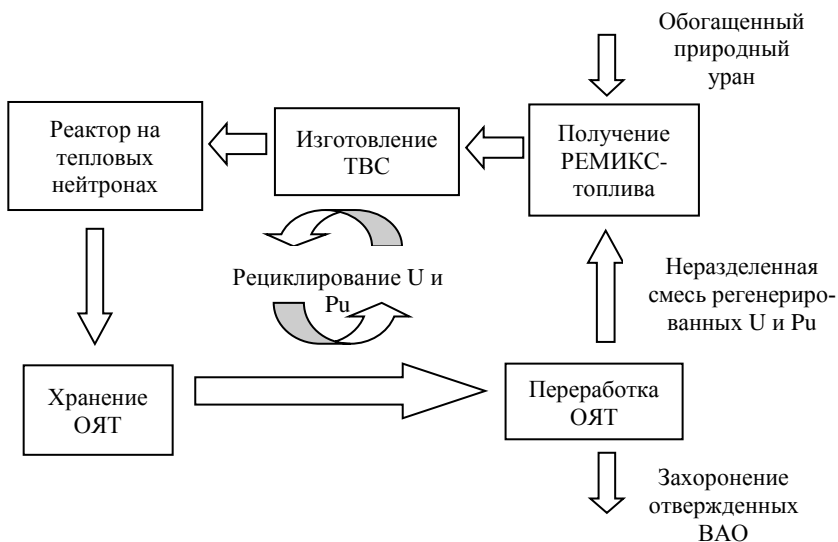


Рис. 1. Схема многократного рециклирования урана и плутония в тепловых реакторах в виде РЕМИКС-топлива

Использование РЕМИКС-топлива позволяет многократно рециклировать все количество урана и плутония, выделяемого из ОЯТ. Благодаря РЕМИКС-технологии появляется возможность значительной экономии природного урана (~ 25%) по сравнению со штатным топливом для ВВЭР-1000 из оксида урана и, как следствие, уменьшения стоимости топливной загрузки тепловых реакторов.

Всего 5 циклов РЕМИКС-топлива полностью покрывают 60-летний срок жизни реактора – реактор может работать «на одном и том же» топливе (с подпитками обогащенным ураном). Кроме того, внедрение РЕМИКС-технологии в ядерный топливный цикл (ЯТЦ) не потребует от энергетических компаний значительных капитальных затрат на модернизацию оборудования.

Экономические оценки переработки ОЯТ и изготовления РЕМИКС-топлива показывают, что затраты закрытого ЯТЦ (ЗЯТЦ) реактора ВВЭР-1000 с топливом РЕМИКС при большом

количестве реакторов могут оказаться сопоставимы с существующим открытым ЯТЦ. Реализация ЗЯТЦ с привлечением РЕМИКС-технологии позволит повысить экономическую привлекательность атомной отрасли и конкурентоспособность атомной энергетики России на внутреннем и внешнем рынках благодаря предоставлению полного набора услуг жизненного цикла топлива энергоблоков российского производства [2].

Так, по результатам опытной эксплуатации 22-ой топливной загрузки энергоблока №3 Балаковской АЭС, содержащей 3 ТВС с РЕМИКС-топливом, расчёты основных нейтронно-физических характеристик показали, что их значения не превышают установленных пределов.

Литература:

1. Федоров Ю.С., Бибичев Б. А., Зильберман Б.Я., Кудрявцев Е. Г., Использование регенерированного урана и плутония в тепловых реакторах //Атомная Энергия, 2005, т. 99, вып. 2, с. 136 – 141.
2. Бобров Е.А. Исследование характеристик замыкания топливного цикла реакторов ВВЭР на основе РЕМИКС-технологии: дис. ... канд. техн. наук: 05.14.03.– М., 2017.

СЕКЦИЯ VIII ТЕПЛОФИЗИКА

ЧИСЛЕННОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ СМЕШЕНИЯ НЕИЗОТЕРМИЧЕСКИХ ПОТОКОВ

*Сатаев А.А., Андреев В.В., Березин А.А., Новиков Д.И.,
Хвойнов О.В.*

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

В ходе проведения экспериментальных работ на однопетлевом стенде смешения [1] были получены граничные и начальные условия натурной модели, которые были использованы для визуализации в программном комплексе Solid Works Flow Simulation.

Комплекс Solid Works Simulation - программный пакет, предназначенный для решения различных инженерных задач: расчётов, симуляции и анализа физических процессов, основанный на методе конечных элементов. Исследуемая область разбивается специально выбранной сеткой на некоторые элементы (конечные), в каждом из которых подбирается уравнение для создания аппроксимирующей функции, а после этого находятся численные значения полученных функций на границах этих элементов сетки.

Поддерживаемые в нем модули инженерного анализа включают в себя: управление конфигурацией расчетной сетки, моделирование процессов течения жидкостей и газов, использование различных физических моделей течения жидкостей и газов, тепловой расчет, гидро/газодинамические модели технических устройств, стационарные и нестационарные расчеты [2].

Для этого была построена геометрическая модель стенда смешения. Она показана на рис.1. Геометрия патрубков, исследуемой области, дырчатого листа полностью соблюдена с натурной моделью. В таблице 1 представлены основные параметры расчета. На рис.2 показана одна из картин распределения температуры на входе в имитатор АЗ через дырчатый лист.

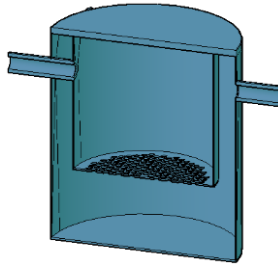


Рис. 1. Исследуемая модель

Таблица 1

Основные параметры расчета

Число ячеек	564029
Ячейки в текучей среде	384514
Ячейки в твердом теле	48769
Частичные ячейки	130746
Число итераций	661
Температура среды начальная	20 °С
Температура среды впрыскиваемой	60 °С

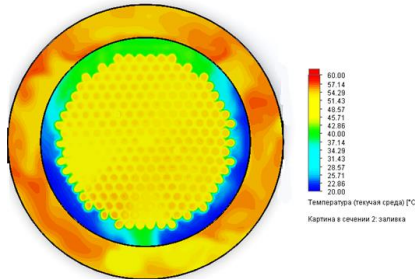


Рис. 2. Исследуемая модель (вид на уровне дырчатого листа)

Литература

1. Сатаев А.А., Дунцев А.В., Воробьев Д.А., Красавин Н.А. Исследование процессов смешения неизотермических потоков на однопетлевой модели реакторной установки // Современные наукоемкие технологии. – 2018. – № 3. – С. 96-101;
2. Алямовский А.А. и др. SolidWorks. Компьютерное моделирование в инженерной практике – СПб.: БХВ-Петербург, 2005.

ИССЛЕДОВАНИЕ ГИДРОДИНАМИЧЕСКОЙ НЕУСТОЙЧИВОСТИ ПОТОКА ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ ПРИ СВЕРХКРИТИЧЕСКОМ ДАВЛЕНИИ ДЛЯ РЕАКТОРА ВВЭР СКД

*Фомичев В.В.¹, Пахолик Д.А.¹, Внуков Р.А.²
¹АО НИФХИ им. Л.Я. Карпова, г. Обнинск
²ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Для дальнейшей разработки ВВЭР СКД нужно решить ряд проблем, связанных с безопасной эксплуатацией, например, гидродинамическая неустойчивость потока при сверхкритических параметрах теплоносителя. В процессе работы была создана модель рабочего участка, которая имитирует часть активной зоны ВВЭР СКД (рис. 1). Расчеты проводились в программном комплексе ANSYS CFX.

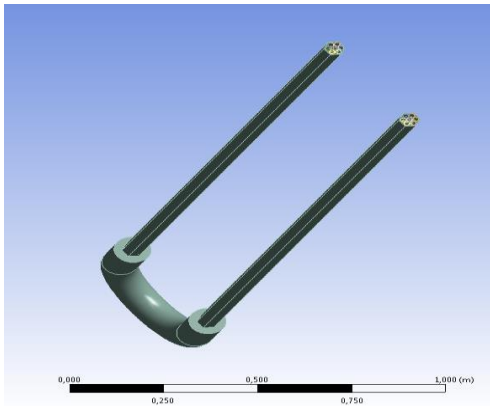


Рис. 1 Рабочий участок части активной зоны ВВЭР СКД

В результате теплогидравлического расчета получены распределения температур теплоносителя, оболочки и топлива, распределение вязкости, плотности, теплоемкости и скорости теплоносителя (таблица №1).

При исследовании потока на гидродинамическую неустойчивость для заданных режимов не было выявлено опрокидывание циркуляции теплоносителя (рис. 2).

Таблица 1

Температур теплоносителя, оболочки и топлива, распределение вязкости, плотности, теплоемкости и скорости теплоносителя

№	Опускной участок				Подъемный участок			
	q_1 МВт/м ³	$T_{\text{вых}}$ °C	$t_{\text{об}}$ °C	$t_{\text{топ}}$ °C	q_2 МВт/м ³	$T_{\text{вых}}$ °C	$t_{\text{об}}$ °C	$t_{\text{топ}}$ °C
$\rho W = 1000 \text{ кг}/(\text{м}^2 \cdot \text{с}), T_{\text{вх}} = 280 \text{ °C}$								
1	65	405	430	470	65	580	820	1040
2	114	610	630	790	96	560	940	1180
3	47	400	410	455	83	540	860	1100
$C_p = 4916 \text{ Дж}/(\text{кг} \cdot \text{°C}), \mu = 99,1 \text{ Па} \cdot \text{с}, \rho = 777,4 \text{ кг}/\text{м}^3$								
	Δt °C	C_p Дж/(кг·°C)	μ Па·с	ρ кг/м ³	Δt °C	C_p Дж/(кг·°C)	μ Па·с	ρ кг/м ³
1	125	2400	13	180	175	600	15,8	82
2	330	900	16	95	50	790	15,78	83
3	120	2800	13,7	170	140	750	15,85	80

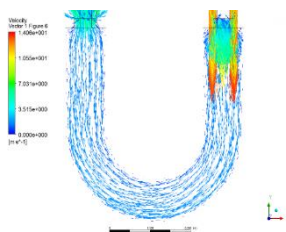


Рис. 2 - Схема движения теплоносителя при $q_1 > q_2$

Литература

1. Митенков В.И. О гидродинамической устойчивости естественной циркуляции в ЯЭУ с подкипанием теплоносителя. Атомная энергия, 1982.
2. Ansys CFX: <http://www.ansys.com/>
3. Александров А.А., Григорьев Б.А. Таблицы теплофизических свойств воды и водяного пара. М.: Изд-во МЭИ, 2003.

ВОЗМОЖНОСТЬ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ СИСТЕМЫ ПОДОГРЕВАТЕЛЕЙ ДЛЯ УВЕЛИЧЕНИЯ К.П.Д ПАРОВОГО МОДУЛЯ ПАРОГАЗОВОЙ УСТАНОВКИ НОВОГО ПОКОЛЕНИЯ

*Чи Нгуен, Белозеров В.И.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Новейшие разработки компаний Siemens в области парогазовых установок (ПГУ) [1] позволяют использовать разные схемы систем подогревателей низкого давления (ПНД) для турбоустановки, благодаря чему экономичность и надежность парового модуля ПГУ улучшаются.

Важно отметить, что в рассматриваемой версии ПГУ в настоящее время не использовалась система подогревателей для ее парового контура из-за ограничения технических параметров газового контура и котла-утилизатора. В данной работе рассматривается одна из перспективных парогазовых установок состоящая из газового модуля мощностью 1134 МВт (модуль включает в себя две газовые турбины SGT-9000HL мощностью по 567 МВт каждая) и парового модуля [2], который включающего в себя турбину мощностью 700 МВт, котел-утилизатор «Siemens Standard MPA SP3» и сравнивается с другой из существующих [3], которая состоит из газового модуля мощностью 450 МВт (модуль включает в себя одна газовая турбина SGT-8000H) и парового модуля, включающего в себя турбину мощностью 250 МВт, котел-утилизатор «Siemens Standard MPA SP2».

С улучшением технологических параметров у ПГУ с паровой турбоустановкой 700МВт, применение систему подогревателей с отдельным деаэратором не только увеличивает КПД паровой модуля, но и качество пара, поступающий в турбину. В итоге получен экономический выигрыш с учетом капитализации и обслуживание оборудования системы подогревателей.

Таблица 1

Теплофизические параметры потоков и оборудования паровых модулей ПГУы [1,2,3]

Параметры \ ПГУ	ПГУ с паровой турбоустановкой 700МВт	ПГУ с паровой турбоустановкой 250МВт
Входная температура газа в котел-утилизатор (°С)	680	630
Выходная температура газа в атмосферу (°С)	От 70	77,4
Давление пара на входе в ЦВД (МПа)	16,6	15,7
Температура пара на входе в ЦВД (°С)	От 535 до 640	600
Давление пара на входе в ЦСД (МПа)	3,73	2,94
Температура пара на входе в ЦСД (°С)	От 530 до 640	600
Давление пара на входе в ЦНД (МПа)	0,45	0,38
Температура пара на входе в ЦНД (°С)	321	290
Давление в конденсаторе (КПа)	5,98	8,1
КПД	65,1	57,4

Таблица 2

Зависимость КПД ПГУ с паровой турбоустановкой 700МВт от схемы подогревателей.

Схема подогревателей	Нет	ГП+ПНД1	ГП+ПНД1+ПНД2	ГП+ПНД1+ПНД2+ПНД3	ГП+ПНД1+ПНД2+ПНД3+Д
КПД ПУ (%)	44,6	45,6	45,9	47	47,7
КПД ПГУ (%)	63,4	64	64,1	64,7	65,1

Литература

1. Siemens gas turbine portfolio.//Siemens Corporation.– 2018.
2. Паротурбинная установка К-700-166 мощностью 700 МВт. // ОАО «Силловые Машины». – 2018. – 9 с.

3. Study on Gas-Fired Combined Cycle Power Plant Project in Malaysia. // Tokyo Electric Power Services Co., Ltd. – 2016.

РАСЧЕТНОЕ ОБОСНОВАНИЕ СПОСОБА ВЫТЕСНЕНИЯ ВОДЫ ИЗ ТРУБОК ПАРОГЕНЕРАТОРА АТМОСФЕРНЫМ ДАВЛЕНИЕМ

*Авдеев Е.Ф. Смирнова В.О.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

В работе представлен комплексный расчет, показывающий взаимозависимость гидравлического сопротивления в трубках парогенератора при вытеснении из них воды атмосферным давлением с разрежением, создаваемым воздушным вихрем, организованным в присоединенном к коллектору насадке с тангенсальным подводом воздуха. Показана взаимосвязь необходимого разрежения в вихре с параметрами воздуходувки (напором, расходом и мощностью). Выполнен расчет дополнительного увеличения напора воздуходувки на преодоление силы трения воздушного вихря на стенках насадка. При принятых параметрах численно доказано, что на поверхности вихря разрежение (563 Па) компенсируется увеличением давления для преодоления трения (533 Па), следовательно, давление на поверхности вихря будет равно атмосферному.

Не смотря на это, среднее разрежение в вихре, при скорости на его поверхности 30 м/с, почти четырехкратно превышающим гидравлическое сопротивление в трубках, при скорости вытеснения воды 5 см/с. Необходимый расход вихря (0,638 м³/с) вычислен из условия полного заполнения сечения вихря на ширине 0,1 м. Для принятого сечения тангенсального подвода воздуха (120 см²) определена скорость подвода воздуха (53 м/с) и соответствующий ей напор воздуходувки. Найдена мощность воздуходувки на валу (1,97 кВт) и ориентировочная электрическая мощность (2,2 кВт). Поскольку расход из всех 11 тыс. трубок парогенератора (при скорости вытеснения 5 см/с) составляет 73 л/с, указано на опасность захлебывания вихря водой и рекомендовано расход слива ограничить 30 л/с. При скорости вы-

теснения воды из трубок 2 см/с для последних условий рассчитана площадь отверстия слива (357 см²), при коэффициенте расхода 0,6. В начале доклада, интегрированием уравнения движения в области вихря получена особая связь окружной скорости и давления ($p - \frac{\rho V^2}{2} = const$), согласно которой с уменьшением скорости уменьшается и давление. На основе этой связи и рассчитывалось разряжение. Указаны так же технологически неприемлемые к парогенераторам способы удаления воды из горизонтальных трубопроводов, описанных в известных авторам патентах.

ПРОЧНОСТНЫЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ ОТРАБОТАВШИХ ТВС РЕАКТОРА БН-350 В УСЛОВИЯХ ДЛИТЕЛЬНОГО ТЕРМИЧЕСКОГО СТАРЕНИЯ

*Коянбаев Е.Т., Кожасметов Е.А., Сапатаев Е.Е.
Филиал ИАЭ РГП НЯЦ РК, г. Курчатов, Республика Казахстан*

Проблеме образования и эволюции радиационных дефектов в облучаемых нейтронами металлических материалах посвящено большое число экспериментальных и теоретических работ. За полвека в этой области получено много результатов, в частности, изложенных зарубежных и отечественных обзорах. Однако, достигнутый уровень знаний в этом направлении недостаточен для прогнозирования поведения конструкционных сталей в условиях реакторного облучения.

Проблема выбора конструкционных материалов для оболочек твэлов, чехлов тепловыделяющих сборок, включает ряд материаловедческих задач, связанные с различными радиационными эффектами: во-первых, - явления высоко- и низкотемпературного радиационного охрупчивания и, во-вторых, - явления радиационного распухания и радиационной ползучести, которые интенсивно изучаются в последнее десятилетие. Особое внимание уделяются поведению отработавших ТВС из конструкционных нержавеющей сталей при длительном хранении. Так как оболочки ядерного топлива должны обеспечивать работоспособность не только в период активной эксплуатации, но и

служить барьерами для предотвращения рисков распространения радиоактивности при длительном хранении.

В связи с этим целью данного доклада является экспериментальное определение влияния длительного термического старения на прочностные характеристики отработавших ТВС, из аустенитной стали 12X18H10T, реактора БН-350.

Проведено исследование поверхности излома и изменение прочностных характеристик трех образцов материала чехла ОТВС. В качестве образцов для исследований использовались «образцы - лопатки» стали 12X18H10T вырезанные из штатных ОТВС на участке «0 мм» от ЦАЗ, за время эксплуатации получившие повреждающие дозы в интервале от 12 сна до 59 сна.

Длительные изотермические испытания под постоянной нагрузкой проводились на специальной установке «КОРИНА», разработанной на базе филиала «Институт атомной энергии» НЯЦ РК. Температура испытаний составила 400 °С с выдержкой при данной температуре в течение 300 часов. Методами сканирующей микроскопии проведены исследования структуры поверхности излома.

Показано что, когда уровень приложенного напряжения близок к пределу текучести образца материала чехла ОТВС, увеличение деформации происходит быстрее и приводит разрушению образца на начальной стадии испытаний. По кривым и расчетам скорости ползучести определено, что при условиях длительных испытаний наблюдается определенная корреляция между значениями скорости ползучести и $\sigma_{0,2}$ – чем больше $\sigma_{0,2}$, тем меньше скорость ползучести. Установлено, что на всей поверхности излома наблюдается вязкое разрушение микрообразца и характеризуется наличием ямочного микрорельефа.

Установлено, что после длительных термических испытаний для образцов наблюдается уменьшение эффекта радиационного упрочнения, обусловленное частичным отжигом радиационных дефектов в процессе отжига. Так же необходимо отметить увеличение пластичности для образцов, что ожидаема по результатам испытаний, так как длительные механо-термические испытания привели увеличению разницы между пределом прочности и пределом текучести ($\sigma_B - \sigma_{0,2}$).

ОДНОПЕТЛЕВАЯ МОДЕЛЬ ИССЛЕДОВАНИЯ ПРОЦЕССОВ СМЕШЕНИЯ НЕИЗОТЕРМИЧЕСКИХ ПОТОКОВ

*Сатаев А.А., Березин А.А., Дунцев А.В., Новиков Д.И.,
Хвойнов О.В.*

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

Одним из основополагающих факторов, который следует учитывать при проведении анализа безопасности ядерных реакторов, являются механизмы смешения и распределения потоков.

Процессы смешения имеет важное значение как для нормальной работы реактора (для определения распределения температуры теплоносителя на входе в ТВС в случае частично отключенных ГЦН, изменении концентрации борного поглотителя), а также понимание этих процессов просто необходимо для полного или частичного преодоления последствий возможных аварийных ситуаций, которые могут возникнуть во время работы реактора, таких как введение избыточной реактивности, переходные процессы, термические пульсации.

В работе [1] была исследована элементарная модель смешения, представляющая собой кювету смешения. Было изучено температурное поле модели с подводом струи снизу в объем. В качестве основного метода исследования применялась тепловизионная съемка. Однако, эта модель дала лишь общее понятие о процессах смешения неизотермических потоков и требует изменения и доработки для приближения к реальной геометрии ЯЭУ.

Для этих целей была предложена уменьшенная модель реакторной установки, представленная одной циркуляционной петлей. Активная зона реактора моделируется дырчатым листом (геометрия дырчатого листа соблюдена в масштабе 1:5 – прототип ЯЭУ КЛТ-40). В качестве основного метода исследования применено изучение полей распределения температуры в области смешения путем построения послойной картины распределения температуры (осуществляется за счет изменения положения матрицы датчиков вдоль вертикальной оси), считанной с

термодатчиков (Т1-Т18), расположенных на пути смешения потоков. Дополнительно для исследования поведения потока в кольцевом зазоре модель оснащена датчиками температуры Т19-Т21.

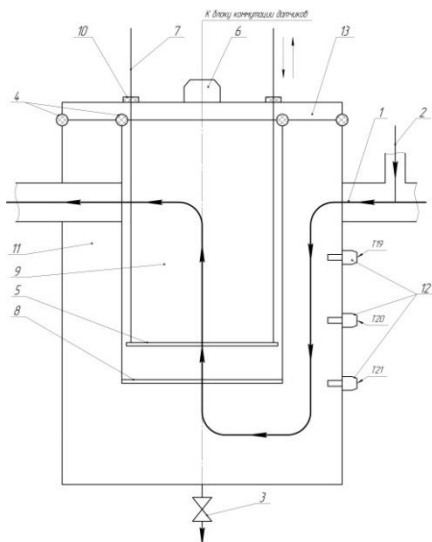


Рис. 1. Общий вид экспериментальной модели: 1 – основная петля циркуляции; 2 – вспомогательная петля циркуляции; 3 – вентиль осушения установки; 4 – уплотнение крышки модели; 5 – матрица датчиков; 6 – гермоввод линий связи датчиков; 7 – кронштейны крепления матрицы датчиков; 8 – дырчатый лист; 9 – имитация активной зоны; 10 – контргайка; 11 – кольцевой зазор; 12 – датчики температуры кольцевого зазора; 13 – крышка

Результатом проделанной экспериментальной работы является получение поля распределения температур в области смешения неизотермических потоков, которая образованна имитацией АЗ реактора. Были найдены застойные зоны и области неоднородности.

Литература

1. Сатаев А.А., Дунцев А.В. Визуализация и нахождение путей интенсификации процессов смешения неизотермических потоков // материалы XIII Международной научно-технической

конференции «Будущее атомной энергетики – AtomFuture 2017», - Обнинск: ИАТЭ НИЯУ МИФИ, 2018.

РАСЧЕТЫ ТЕМПЕРАТУРНЫХ ПОЛЕЙ ЗА ГОЛОВКАМИ ТВС И ВОЗМОЖНОСТИ ТЕМПЕРАТУРНОГО РАССЛОЕНИЯ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ

*Авдеев Е.Ф., Нгуен Фам Ань Тхао, Смирнова В.О.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

В работе представлены результаты расчетов поля скоростей и температур за головками ТВС реактора ВВЭР-1000, при начальном отношении скорости после входа теплоносителя из ТВС – 0,83 и температур – 1,014 (при шкале Кельвина; разность температур 8°).

Аналитическое решение найдено с привлечением обобщенных переменных Прандтля в двумерном приближении. После расчета поля скоростей и температур, выполнен переход к физическим переменным, используя экспериментальные значения коэффициента турбулентного обмена $\frac{\rho \varepsilon_T}{a(\rho u)_{\infty}} = 0,02$ (для скоростей) и 0,04 (для температур); при турбулентном числе Прандтля ($Pr_T=0,5$). $2a$ – расстояние между центрами ТВС.

На основе закономерностей дальнобойности плоских и круглых струй и отличия их количеств движения на выходе сделан пересчет на круглые струи.

Установлено, что выравнивание скоростей произойдет на расстоянии 1,13м от головок, а температур – на расстоянии 0,8м.

Пользуясь физическими обоснованиями наследственных явлений в турбулентных течениях, изложенными в докладе Л.Г. Лойтянским на V Всесоюзном съезде по теоретической и прикладной механике (1980 г.). После выравнивания полей скоростей и температур, произошедшим при генерации турбулентности, предположен возврат к начальной малой турбулентности, с уменьшением коэффициента турбулентной вязкости, соответственно и уменьшением безразмерной виртуальной координаты $\bar{\xi}$. При этом физическая продольная координата будет увеличи-

ваться, так как их связь с виртуальной продольной координатой неоднозначная. Скорости и температуры не изменяются в пределах изменения $\bar{\xi}$ ($0 \leq \bar{\xi} \leq 0,05$), что соответствует физическому наличию ядра струи. Применив $\bar{\xi} = 1,5 \cdot 10^3$ и коэффициент турбулентного теплообмена (ε_q) $\frac{\rho \varepsilon_q}{a(\rho u_\infty)} = 8 \cdot 10^{-6}$, что в 80 раз больше физической кинематической вязкости теплоносителя в верхнем коллекторе ($\nu = 1,2 \cdot 10^{-8}$), получено восстановление начальных температур на расстоянии 1,8 м после однородного поля температур, причем на практически нулевой толщине (2÷3) мм. Последнее следует из значения толщины зоны смешения при $\bar{\xi} = 1,5 \cdot 10^3$, где она практически нулевая. Этот результат получен при принятом значении коэффициента турбулентного обмена; в действительности от него будет уменьшаться от его малых значений в поле однородных температур до $8 \cdot 10^{-6}$ и тогда принятое значение нужно рассматривать как его среднее значение на участке дегенерации турбулентности.

Полученное расстояние 2,6 м до температурного расслоения, в действительности будет больше, за счет непрерывного уменьшения ε_q . Возможно, это уже произойдет в трубках, ведущих к парогенератору, конечно, если не будет причин для новой генерации турбулентности.

ВЛИЯНИЕ ДЕТАЛИЗАЦИИ ВНУТРИРЕАКТОРНЫХ ОБЪЕКТОВ НА МОДЕЛИРОВАНИЕ ПЕРЕХОДНЫХ ПРОЦЕССОВ В РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКЕ СО СВИНЦОВЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ

*Чудинова В.А., Никонов С.П.
НИЯУ МИФИ, г. Москва*

В данной работе продолжают исследования, начатые в работах [1] и [2], по созданию расчетной модели реакторной установки со свинцовым теплоносителем. В качестве прототипа используется РУ БРЕСТ-ОД-300 [3].

Рассматривается влияние детализации разбиения рассчитываемой схемы на пространственное распределение параметров теплоносителя.

Модель включает в себя реактор, четыре петли контура циркуляции с главными циркуляционными насосами (ГЦН), двух секционный парогенератор (ПГ) на каждой петле. Нейтронная физика не рассматривается, энерговыделения задаются как источник тепла с равномерным распределением по активной зоне. Петли второго контура для каждого парогенератора имеют питательный насос, задается сток тепла в петлях второго контура, позволяющий моделировать изменение температуры питательно воды на входе в ПГ.

Для моделирования используется расчетный код ATHLET, разработанный в GRS, Германия.

Основные детали объектов моделирования представлены на рисунке 1.

На рисунке 2 представлена детализация внутриреакторных объектов.

Рассматривается переходный режим с одновременным отключением одного ГЦН и одного питательного насоса второго контура в одном из модулей ПГ со снижением общей мощности реактора.

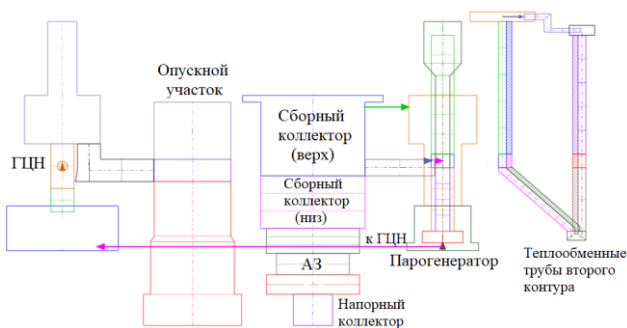


Рис. 1. Деталь расчетной схемы одной циркуляционной петли со вторым контуром

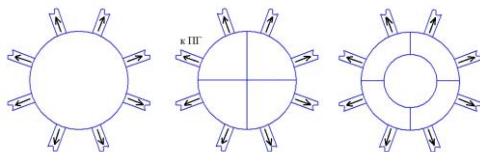


Рис. 2. Схематическое представление разбиения на примере раздаточного коллектора

Литература

1. Чудинова В.А., Никонов С.П., Теплогидравлическая модель реакторной установки со свинцовым теплоносителем в коде ATHLET, Волга-2018, Международная конференция молодых специалистов, ученых и аспирантов по физике ядерных реакторов, Москва, 2018г.

2. Чудинова В.А., Никонов С.П., Теплогидравлическая модель реакторной установки со свинцовым теплоносителем, научно-техническая конференция «Нейтронно-физические проблемы атомной энергетики (НЕЙТРОНИКА-2018)», Обнинск, 2018г.

3. В.В. Лемехов. Технический проект реакторной установки БРЕСТ-ОД-300. Проектное направление «ПРОРЫВ»: результаты реализации новой технологической платформы ядерной энергетики, Москва, 2015г.

ОБРАЗОВАНИЕ ВОДОРОДА И ТВЕРДЫХ ПРОДУКТОВ В ГИДРОГЕТЕРОГЕННЫХ КОМПОЗИЦИЯХ С АЛЮМИНЕВОЙ ФОЛЬГОЙ

*Милинчук В.К., Сполохова М.В., Шилина А.С
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Алюминий и его сплавы входят в состав защитных оболочек тепловыделяющих элементов, конструкционных материалов активной зоны реактора РБМК [1]. Ранее было установлено, что в гидрогетерогенных композициях, содержащих алюминий в виде алюминиевой пудры с высокой удельной поверхностью

(1.6 м²/г) и химические активаторы (силикатные соли, негашеная известь) вода распадается с образованием водорода [2].

В гидрогетерогенных системах взаимодействие реагентов происходит на поверхности раздела фаз, и кинетика реакций, при прочих равных условиях, существенно зависит как от величины, так и состояния поверхностного слоя оксида алюминия Al₂O₃. В данной статье сопоставлено влияния величины удельной поверхности алюминия в композициях, содержащих высокодисперсный алюминий в виде пудры и фольги, на кинетические закономерности процесса накопления водорода. Исследование процесса моделирует условия превращения конструкционных материалов в водном теплоносителе ядерных реакторах.

Эксперимент проводился методом Лавуазье. Образование водорода и пористого механически непрочного твердого продукта свидетельствует о протекании в композиции совокупности физико – химических процессов: реакцию гидролиза кристаллогидрата метасиликата натрия с образованием гидроксида натрия NaOH, взаимодействующим с оксидом алюминия Al₂O₃, реакции активированного алюминия с водой с образованием водорода и твердого продукта, который представляет собой, вероятно, алюмосиликатный адсорбент нестехиометрического состава (Na₂O)_x(Al₂O₃)_y(SiO₂)_x(H₂O)_n в соответствии с механизмом, предложенном в [3].

В результате проведенного исследования сделаны выводы.

1. В гидрогетерогенных композициях, содержащих алюминиевые фольги, протекает совокупность физико – химических процессов, аналогичных процессам в композициях, содержащих высокодисперсную алюминиевую пудру. 2. В композициях с алюминиевыми фольгами процесс накопления водорода протекает с невысокой скоростью, и предельный выход водорода достигается в течение многих часов. Кинетическое торможение процесса накопления водорода обусловлено малой величиной удельной поверхности фольги и влиянием твердых продуктов реакции. 3. Процесс сопровождается образованием не только газообразного водорода, но и твердого продукта, который, с большой вероятностью, следует отнести к алюмосиликатному

адсорбенту, обладающему нано- и микропористой структурой и высокой удельной поверхностью.

Литература

1. В.А. Легасова. Справочник по ядерной энерготехнологии. – М.: Энергоатомиздат, 1989. – 752 с.

2. Маргулова Т.Х. Атомные электрические станции. Учебник для вузов. 5 – е изд., перераб. и доп. – М.: ИздАТ, 1994. – 296 с.

3. Шилина А.С., Милинчук В.К. Физико – химические процессы получения водорода и адсорбента, соответствующие принципам «зеленой» химии. // Альтернативная энергетика и экология – ISJAEE. 2009. № 10. С. 10 – 14.

СВЯЗАННОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ТВС ВВЭР-1000 С ПОМОЩЬЮ КОДОВ MCU/ATHLET С РАЗЛИЧНЫМИ МОДЕЛЯМИ МАССООБМЕНА МЕЖДУ КАНАЛАМИ

*Никонов С.П., Романенко В.И., Тихомиров Г.В.
НИЯУ МИФИ, г. Москва, Россия*

В настоящее время из-за роста вычислительной мощности и возможности параллельных вычислений наблюдается тенденция к более точному и полному моделированию физических процессов. Однако многие программы и схемы расчета ядерных реакторов и встроенные в них модели не учитывают массообмен между элементарными ячейками реактора. Это может существенно повлиять на результаты расчетов, особенно на распределение температур и плотности замедлителя. В настоящей работе приведены результаты связанного теплогидравлического и нейтронно-физического моделирования тепловыделяющей сборки реактора ВВЭР-1000, полученных с использованием прецизионного нейтронно-физического кода MCU (Monte-Carlo Universal) [1] и системного теплогидравлического кода наилучшей оценки ATHLET (Analysis of Thermal-hydraulics of Leaks and Transients) [2] с различными моделями массообмена между элементарными ячейками в этой топливной сборке.

Данная работа является продолжением предыдущих расчетов, представленных в [3]. Цель этой работы - определить важность учета турбулентного и конвективного массообмена между твэлами в топливной сборке. Для расчетов использовались высокоточные теплогидравлический и нейтронно-физический коды с вспомогательными программами, написанными на Python 3, позволяющими осуществлять передачу данных между входными и выходными кодовыми файлами без изменения структуры самих кодов. Схема связанных расчетов представлена на рисунке 1.

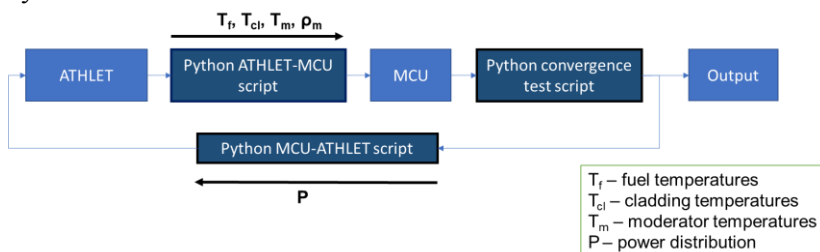


Рис. 1. Схема связанного нейтронно-физического/теплогидравлического расчета ТВС ВВЭР-1000

Расчеты проводились для трех различных теплогидравлических моделей:

- Модель с учетом конвективного и турбулентного массообмена между элементарными ячейками твэл
- Модель с учетом конвективного массообмена между элементарными ячейками твэл
- Модель без учета массообмена между элементарными ячейками твэл

Литература

1. М.И. Гуревич, Д.А. Шкаровский, Расчет переноса нейтронов методом Монте-Карло по программе MCU, учеб. пособие, - М.: НИЯУ МИФИ, 2012
2. G. Lerchl, H. Austregesilo, P. Schoffel, D. von der Cron, F. Weyermann, ATHLET Mod3.1A User's Manual, – 2016

3. V.I. Romanenko, R.B. Bahdanovich, E.V. Bogdanova, S.P. Nikonov, A.D. Smirnov, G.V. Tikhomirov, Complex modeling of VVER-1000 fuel assembly using codes MCU/ATHLET, Conference Paper// 27th Symposium of AER on VVER Reactor Physics and Reactor Safety, - Munich, Germany, 16 – 20 October 2017

ПРОНОЗИРОВАНИЕ ЗАКИПАНИЯ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ С ПОМОЩЬЮ АНАЛИЗА ФЛУКТУАЦИЙ ТЕМПЕРАТУРЫ ТЕПЛООТДАЮЩЕЙ ПОВЕРХНОСТИ

*Навасардян М.В., Мурадян К.Ю., Делов М.И., Кузьменков Д.М.,
Куценко К.В., Лаврухин А.А.
НИЯУ МИФИ, г. Москва*

При работе с теплообменным энергетическим оборудованием представляет интерес возможность прогнозирования закипания теплоносителя. Особое значение эта проблема приобретает при эксплуатации перспективных легководных ядерных реакторов типа ВВЭР. В данной работе представлена методика прогнозирования смены режима теплоотдачи от конвекции к пузырьковому кипению на основе анализа амплитудно-частотных характеристик флуктуаций температуры теплоотдающей поверхности.

Экспериментальное исследование проводилось в насыщенной и недогретой до температуры насыщения воде при атмосферном давлении в условиях как большого объема [1], так при вынужденном течении. В качестве рабочего участка во всех случаях использовалась платиновая проволока диаметром 100 мкм. Тепловыделяющий элемент одновременно служил нагревателем и термометром сопротивления. В экспериментах определялись мгновенные значения отнесенной к поверхности нагревателя генерируемой тепловой мощности и соответствующий перегрев проволоки относительно температуры жидкости.

На рис. 1 показана типичная кривая кипения (зависимость осредненных по времени тепловых потоков q от перегревов

теплоотдающей поверхности ΔT) насыщенной воды в условиях большого объема. Как видно из рисунка, на кривой кипения можно выделить три области: режим конвективного теплообмена (точки 1-3), переходная область (4-5) и область пузырькового кипения (6-8).

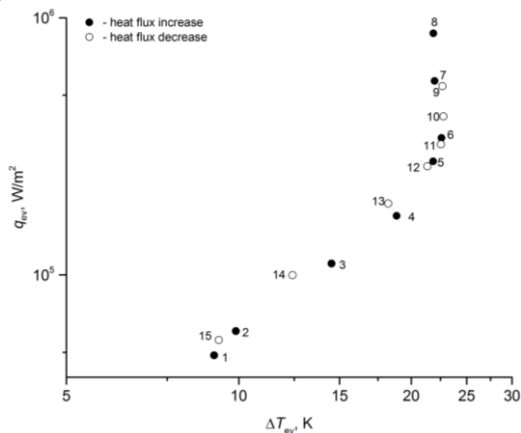


Рис. 1. Кривая кипения насыщенной воды при атмосферном давлении

Для каждой серии экспериментальных данных строилась амплитудно-частотная характеристика флуктуаций перегрева, полученная при помощи быстрого преобразования Фурье. В качестве примера на рис. 2 представлена зависимость амплитуды флуктуаций перегрева теплоотдающей поверхности Ψ от частоты ν в серии, соответствующей окончанию области конвективной теплоотдачи (точка 3 рис. 1). Полученные в различных режимах теплоотдачи амплитудно-частотные характеристики в области низких частот аппроксимировались степенной функцией вида $\Psi \sim \nu^{-\alpha}$. При частотах выше 10 Гц амплитудно-частотные характеристики всегда соответствовали спектру белого шума и в данной области не анализировались.

На рис. 3 представлена зависимость показателя степени α аппроксимирующей функции от среднего значения теплового потока q_{ev} . Как видно из рисунка, в точке 4 зависимость $\alpha(q_{ev})$ имеет локальный максимум при значении $\alpha \approx 1$, что соответствует, так-называемому, фликкер-шуму и свидетельствует о коренной перестройке теплового пограничного слоя. После до-

стижения локального максимума зависимость $\alpha(q_{ev})$ монотонно убывает и, при наступлении кризиса теплоотдачи, скачком увеличивается до значения $\alpha \approx 1$ [1, 2]. В закризисных режимах теплообмена в насыщенной воде значение показателя степени α также близко к единице и практически не меняется.

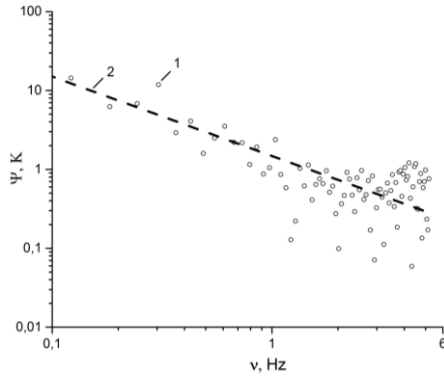


Рис. 2. Зависимость амплитуды флуктуаций от частоты для жидкого азота в области конвективной теплоотдачи: 1 – экспериментальные данные, 2 – аппроксимация функцией $\Psi \sim \nu^{-1}$

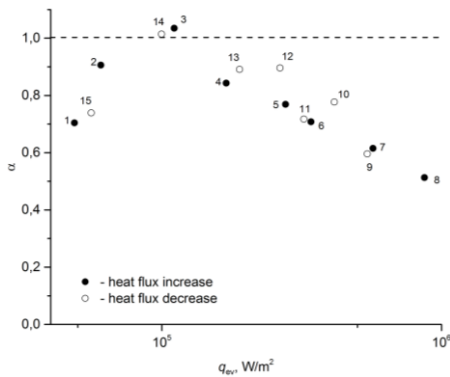


Рис. 3. Зависимость показателя степени от среднего значения теплового потока для насыщенной воды. Нумерация точек совпадает с рис. 1

На основании проделанной работы можно сделать вывод о том, что при помощи анализа амплитудно-частотной характеристики флуктуаций температуры теплоотдающей поверхности

можно определить границы переходной области от конвекции (естественной или вынужденной) к началу кипения. На основе разработанной методики ведется разработка автоматической системы диагностики переходных режимов кипения, которая сможет найти применение при эксплуатации теплоэнергетического оборудования.

Исследование выполнено за счет гранта Российского научного фонда (проект № 16- 19-10548).

Литература

1. B.V. Balakin, M.I. Delov, K.V. Kutsenko et al., Analyzing temperature fluctuations to predict boiling regime // Thermal Science and Engineering Progress, Vol. 4, 2017, pp. 219-222

2. V.N. Skokov, V.P. Koverda, A.V. Vinogradov et al., Low frequency fluctuations with $1/f$ α power spectrum in transient modes of water boiling on a wire heater // High Temperature, Vol. 48, 2010, pp. 706–712

ВЛИЯНИЕ ТЕРМООБРАБОТКИ НА ФАЗОВЫЙ СОСТАВ ИНТЕРМЕТАЛЛИДНОГО СПЛАВА СИСТЕМЫ Ti-Al-Nb

*Мухамедова Н.М., Кожажметов Е.А., Курбанбеков Ш.Р.,
Скаков М.К.*

Филиал ИАЭ РГП НЯЦ РК, г. Курчатов, Республика Казахстан

Водородная энергетика является перспективной альтернативой использованию невозобновляемых источников энергии, таких как нефть и газ. В первую очередь потому, что использование водорода является экологически чистым технологическим процессом. Одной из основных причин, препятствующих широкому применению водорода в энергетике, является проблема его мобильного хранения и транспортировки. Выделяется ряд базовых принципов хранения водорода – в сжатом виде под давлением, в виде жидкости, в химически связанном виде (металлогидриды). Причем именно последний способ считается наиболее перспективным.

Среди множества предложенных сорбирующих водород материалов – сплавы системы Ti-Al-Nb обладают одним из наиболее высоких сорбционных показателей. Наибольший интерес в данном случае представляют алюминиды титана с орторомбической фазой - Ti_2AlNb . Алюминиды титана системы Ti-Al-Nb являются гидридообразующими сплавами, что дает им существенное преимущество при использовании в качестве материалов-накопителей водорода. Использование алюминидов титана в качестве материалов для хранения водорода является весьма перспективным и широко исследуемым направлением.

В работе проведено исследование структурных и фазовых изменений сплавов системы Ti-Al-Nb после изотермического отжига в инертной среде. Отжиг проводился в муфельной печи SNOL 8,2/1100 в среде аргона при температуре 800 °С с выдержкой при данной температуре в течение 2 часов с последующим охлаждением в печи. Для исследований использовались образцы интерметаллидных сплавов системы Ti-Al-Nb полученные методом искроплазменного спекания (SPS-технология). Методами сканирующей и просвечивающей микроскопии, а также рентгеноструктурного анализа проведены исследования структуры, фазового состава и субструктуры до и после термообработки.

Показано что, если после спекания фазовый состав сплава на основе системы Ti-Al-Nb характеризовался преимущественно трехфазностью Ti_3Al , Nb_2Al , Ti_2AlNb , то после термообработки существенным отличием фазового состава образца являлось отсутствие пиков фазы типа Nb_2Al с тетрагональной кристаллической решеткой и с гексагональной решеткой Ti_3Al -фазы. Обнаружена что при предварительном отжиге при 800 °С в течение 2 ч в сплаве на основе системы Ti-Al-Nb образуется гомогенная структура, состоящая, в основном, из орторомбической Ti_2AlNb -фазы. По результатам ПЭМ-исследований сплава установлено, что в локальных участках материала имеются зоны, соответствующие соединению Ti_2AlNb , и зоны, соответствующие соединению Ti_3Al , повышающие процесс абсорбции/десорбции водорода, который приводит к значительному увеличению водородопоглощения материала.

СЕКЦИЯ IX МОЛОДЕЖНАЯ СЕКЦИЯ

РЕАКТОРЫ С ТЯЖЕЛЫМ ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКИМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ

*Каширина В.Е., Белозеров В.И.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г.Обнинск*

Как известно в реакторах на тепловых нейтронах топливом является обогащенный уран (доля $^{235}\text{U} \approx 4\text{-}5\%$). Под действием нейтронов делится только ^{235}U , а ^{238}U - нет. По некоторым подсчетам при таком режиме использования урана хватит на 50-100 лет. В связи с этим более перспективным считается применение реакторов на быстрых нейтронах, в которых возможно воспроизводство топлива [1].

Преимущества таких реакторов: возможность производить топливо для реакторов на тепловых нейтронах, способность производить больше топлива, чем потребляет.

Вода, зачастую используемая в качестве теплоносителя, замедляет нейтроны, поэтому она не подходит для БР. Такие тяжелые теплоносители, как Рb и эвтектический сплав Рb-Bi, последнее время считаются перспективными. Они не вступают во взаимодействие с водой и воздухом (в отличие от Na) радиационно стойки, слабо активируются, имеют высокую температуру кипения (1740 и 1670°C), которая практически не достижима при любых авариях. Их применение позволяет при низком давлении в контуре иметь высокую температуру сплава на выходе из реактора.

Преимущества БРЕСТ-ОД-300:

- ▶ Технология с «естественной безопасностью»;
- ▶ Сочетание свойств ТЖМТ и плотного теплопроводного нитридного топлива создает условия для достижения полного воспроизводства делящихся нуклидов в АЗ и стабилизации размножающих свойств реактора [2].

Преимущества СВБР-100:

- ▶ Интегральная (моноблочная) компоновка оборудования первого контура;
- ▶ Уровень естественной циркуляции теплоносителей в 1 и 2 контурах достаточен для пассивного отвода тепла в режимах расхолаживания;
- ▶ Свойства внутренней самозащищенности и пассивной безопасности (на физическом уровне)[3].

Использование БР обеспечивает переход к ЗЯТЦ. Ядерные энергетические технологии, основанные на БР с ТЖМТ позволяют обеспечить высокий уровень социальной приемлемости атомной энергетики. Также в БР можно сжигать актиниды, которые составляют долгоживущую и высокоактивную часть ядерных отходов.

СВБР могут служить источником электроэнергии, тепла и пресной воды для удалённых населенных пунктов.

Литература

1. Безносов А.В., Драгунов Ю.Г., Рачков В.И. Тяжелые жидкометаллические теплоносители в атомной энергетике. — М.: ИздАТ, 2007 г.
2. www.ippe.ru/ - сайт ФЭИ им. А.И.Лейпунского.
3. <http://www.gidropress.podolsk.ru/> - сайт ОКБ «Гидропресс».
4. <http://www.okbm.nnov.ru/> - сайт «ОКБМ Африкантов».

НЕПРАВИТЕЛЬСТВЕННЫЕ ОРГАНИЗАЦИИ И ИХ РОЛЬ В ОБЕСПЕЧЕНИИ БЕЗОПАСНОСТИ АЭС

Чугреев А.С.

ИАТЭ НИЯУ МИФИ г. Обнинск.

Атомная энергетика – сфера деятельности человечества, широко развитая во всем мире. Практически все нужды и потребности человека, связанные с получением энергоносителей, может решить ядерная энергетика. Проблемы обеспечения безопасности АЭС сложны и многосторонни. Решить эти проблемы можно применяя современные инновационные технологии,

повышая уровень подготовленности специалистов. Немаловажную роль в обеспечении безопасности АЭС играют неправительственные общественные организации. В мире существует множество неправительственных общественных организаций занимающихся проблемами безопасности ядерной энергетики. Среди них можно выделить Всемирную ассоциацию организаций, эксплуатирующих атомные электростанции (ВАО АЭС) [1].

Эта организация объединяет всех операторов (здесь и далее «оператор» означает организацию, эксплуатирующую АЭС) АЭС мира. Она способствует обмену опытом эксплуатации, чтобы ее члены могли работать совместно для достижения наивысшего уровня безопасности и надежности при эксплуатации своих АЭС. В рамках ВАО АЭС все организации, эксплуатирующие АЭС, могут общаться и обмениваться информацией друг с другом в уникальной атмосфере сотрудничества и открытости. По мнению членов этой организации безопасность при эксплуатации АЭС обеспечивается сочетанием качества проектирования, изготовления и монтажа с качеством эксплуатации. В то время как правительства, органы надзора, поставщики оборудования и другие организации играют важную роль в обеспечении ядерной безопасности, деятельность ВАО АЭС нацелена на тех, кто несет непосредственную ответственность за безопасную эксплуатацию АЭС, - на эксплуатирующие организации. Именно поэтому ВАО АЭС и является ассоциацией операторов АЭС [2].

Каждая организация в мире, которая эксплуатирует АЭС, является членом ВАО АЭС. Поэтому ВАО АЭС - подлинно международная организация, для которой не существует политических барьеров и интересов. ВАО АЭС была создана именно для того, чтобы помочь своим членам достигнуть самого высокого уровня эксплуатационной безопасности путем предоставления им доступа к всемирной сокровищнице опыта эксплуатации. Поэтому ВАО АЭС напрямую не связана с правительствами. ВАО АЭС - некоммерческая организация, и она не ищет материальной выгоды. Не является она и надзорным органом. ВАО АЭС не дает консультаций по проектным вопросам, не является

финансовой организацией и не принадлежит к лоббистским кругам. 9 ноября 2017 года на Курской АЭС стартовала полномасштабная международная партнерская проверка Всемирной ассоциации организаций, эксплуатирующих атомные электростанции [3].

Международная команда экспертов в составе 27 человек из 10 стран мира (Бразилия, Венгрия, Беларусь, Армения, Иран, Тайвань, Румыния, Россия, Украина и Чехия) в течение двух недель изучат ключевую информацию о деятельности Курской АЭС и определят её соответствие рекомендациям документов ВАО АЭС. Все эксперты представляют ядерные энергетические компании, атомные станции и региональные центры ВАО АЭС, имеют большой опыт работы в отрасли и участия в партнерских проверках, сообщает пресс-служба КуАЭС.

Получив в ходе предварительных контактов необходимые сведения о работе Курской АЭС, эксперты выяснят адекватность предварительной оценки состояния безопасности и выводов о том, как персонал управляет безопасностью, влияет на повышение ее уровня. Внимание экспертов акцентировано на фундаментальных производственных задачах, применимых к каждому работнику - профессионализме и лидерстве [3].

Следует отметить работу еще одной неправительственной общественной организации. Речь идет об Международном молодежном ядерном конгрессе (IYNC – аббревиатура от англ. International Youth Nuclear Congress) – международная сетевая общественная организация, объединяющая молодое поколение специалистов, занимающихся ядерными технологиями. IYNC основана в апреле 2000 года, во время Конгресса в Братиславе, Словакия. Основная цель организации – передача знаний и опыта в области мирных ядерных технологий новому поколению специалистов. Основная деятельность IYNC – организация общих конференций по безопасности АЭС (которые также называются Конгрессами), проходящих один раз в два года в различных странах мира. Кроме того, в промежутках между общими Конгрессами IYNC ведет деятельность, направленную на обмен мнениями между молодыми ядерными специалистами, пропагандой мирных ядерных технологий, ядерного образова-

ния и международного сотрудничества, безопасности эксплуатации АЭС [1].

Литература

1. Абашидзе А. Х. Неправительственные организации: международно-правовые аспекты. М., ИздАТ.2002.

2. Васина А.И. Международное сотрудничество в обеспечении экологической безопасности в сфере мирного использования атомной энергии. - М., 2005.

3. Росатом.[Электронный ресурс]. - Режим доступа: <https://www.rosatom.ru/journalist/news/na-kurskoy-aes-nachalas-polnomasshtabnaya-mezhdunarodnaya-partnerskaya-proverka-vaoo-aes-po-novoy-met/>

МЕЖДУНАРОДНОЕ СОТРУДНИЧЕСТВО В ПОДГОТОВКЕ ВЫСОКОКВАЛИФИЦИРОВАННЫХ СОТРУДНИКОВ АЭС

*Карамышева Е.П, Потянова М.А.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г.Обнинск*

С развитием компьютерных технологий, к концу 90-х годов, появилось достаточно много программных моделей, симуляторов и тренажеров ядерных реакторов, всех эксплуатируемых в мире типов. Развитие данного обучающего сектора программного обеспечения всесторонне поддерживает МАГАТЭ, в рамках своих программ. С 1997-го года МАГАТЭ постоянно проводит международные учебные курсы, семинары-практикумы, распространяет документацию и программное обеспечение, эти программные модели являются учебным пособием для преподавателей ВУЗов, научных работников, студентов профильных учебных заведений.

В Российской Федерации с конца 80-х - начала 90-х годов, с учетом выводов после произошедшей чернобыльской катастрофы, на АЭС создавался целый ряд тренажеров:

- полномасштабные тренажеры с полной имитацией (точной копией) блочного и резервных щитов управления АЭС, для под-

готовки и переподготовки оперативного персонала, а так же поддержания и повышения уровня профессиональной подготовки кадров, моделирования реальных происшествий на однотипных реакторах, возможных аварийных ситуаций;

- аналитические тренажеры (имитаторы ядерных реакторов), реализуемые персональными компьютерах с использованием математической модели реактора, работающей в реальном масштабе времени, для подготовки специалистов, моделирования и проверки решений, настроек параметров;

- локальные тренажеры различного оборудования энергоблока, моделирующие технологические процессы для обучения и закрепления навыков персонала АЭС.

Основной задачей разработки и последующего использования тренажеров является улучшение работы на АЭС, благодаря совершенствованию профессиональной подготовки персонала.

При заключении комплексных контрактов на постройку ядерных энергоблоков, т.е. договоров, включающих в себя комплексное соглашение, рассчитанное на весь жизненный цикл ядерных реакторов и предоставляющее полный перечень услуг – проектирование энергоустановок, строительство энергоустановок, проведение пуско-наладочных работ и ввод в эксплуатацию, проведение ремонтных и ремонтно-восстановительных работ оборудования, утилизация ядерных отходов энергоустановок, обучение национальных кадров по полному перечню специализаций, позволяющему безопасно и эффективно ядерные энергоустановки, Госкорпорация «Росатом» включает в подобное соглашение и развертывание полного комплекса тренажеров, включая полномасштабные, аналитические и локальные, на которых, обученные в Российской Федерации специалисты смогут поддерживать и совершенствовать свою профессиональную подготовку. Кроме того, будущие национальные специалисты проходят длительную практику работы на строительстве и эксплуатации существующих АЭС России. Подобный подход к реализации ядерных проектов позволяет в дальнейшем быть уверенным в уровне в профессионализме данных сотрудников, что позволит избежать аварийных ситуаций, при эксплуатации АЭС. Так, контракт с Египтом в качестве про-

граммных мероприятий включает не только сооружение АЭС «Эль-Дабба», но и вопросы обучения, повышения квалификации и поддержания необходимого профессионального уровня национальных кадров, при реализации которых и целесообразно применять тренажерное обучение.

Обучающие тренажеры (кроме полномасштабных, состоящих из реального однотипного оборудования), программные модели и симуляторы реакторов и энергоблоков, модернизируются с течением времени и развитием технологий для достижения максимальной наглядности, визуализации, удобства применения. Вполне очевидно, что и в процессе подготовки специалистов атомной отрасли в профильных учебных заведениях, должны применяться подобные принципы, наиболее современное программное обеспечение, имитирующее как работу реакторов, энергоблоков, атомных станций, так и полного перечня технологического оборудования по специальности обучения.

Современные информационные технологии позволяют проводить полноценное 3D-моделирование атомных станций, что многократно увеличит эффективность проектирования, производства компонентов, строительства, проведения пусконаладочных работ и эксплуатацию объектов атомной отрасли.

Для полноценного освоения современных технологий проектирования и эксплуатации объектов / оборудования студентами, требуется максимально интенсифицировать процесс обучения с использованием современных информационных технологий, а именно - использование обучающих программ с максимальной степенью визуализации физических / технических / промышленных процессов, с использованием 3D-графики и 3D-анимации, что существенно увеличит степень восприятия и понимания учебных дисциплин. Подобное ПО можно использовать для преподавания материала во время лекций, семинаров, лабораторных практикумов, контрольных работ. Считаем, что сами студенты в ходе практик и реализации принципов проектной работы могут разработать лабораторный практикум, включающий актуальные вопросы программирования (блок студентов, обучающихся по направлениям, связанным с ИТ-технологиями), алгоритмизации функционирования энергобло-

ков нового поколения (блок студентов, обучающихся перспективным ядерным технологиям). Дополнительно для обучения студентов основам продвижения и оценки эффективности высокотехнологичной продукции можно использовать и игровые симуляторы и игропрактики, посвященные выходу на рынок, деловым коммуникациям, расчету себестоимости и т.п.

Вполне вероятно, что в дальнейшем, в ближайшем будущем, разработкой и усовершенствованием существующих тренажеров и симуляторов ядерных энергоустановок займутся и выпускники / студенты ИАТЭ НИЯУ МИФИ, с использованием как существующих, так и еще разрабатываемых математических моделей ядерных реакторов, с реализацией их на новом уровне визуализации и анимации, с использованием последних достижений в компьютерных технологиях, что позволит усовершенствовать учебный процесс, повысить его эффективность, а ядерные технологии сделать максимально наглядными.

ВОДОРОДНАЯ ЭНЕРГЕТИКА И ПЕРСПЕКТИВЫ ЕЁ РАЗВИТИЯ

*Галютдинова Р.Р, Панкратова Ю.С.
ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Дмитровград*

Одной из важнейших задач современности является коренная экологическая реорганизация промышленности и энергетики. Наиболее распространенным методом решения этой проблемы является широкое использование водорода, фактически, единственного экологически чистого энергоносителя, т. е. перехода на водородную энергию.

Одним из главных вопросов современной экологии и развития водородной энергетики является решение проблем крупномасштабного производства дешевого водорода. Как показывает анализ, для России необходимо постепенно наращивать производство водорода, уровень которого через 4-5 лет должен составить 20-23 млн. тонн в год. Этот первый этап должен характеризоваться эффективным использованием водорода на транспорте, в металлургии, нефтехимии и др. Следующий этап – масштаб-

ное применение водорода в качестве основного и экологически чистого энергоносителя, соответствует уровню его производства в 200 млн. тонн в год. Следует отметить, что поскольку водород является вторичным энергоносителем, водородная энергетика должна опираться на первичные источники энергии: ядерная энергетика повышенной безопасности, солнечная энергия, энергия ветра, приливов и т. д.

Фундаментальной задачей остается дальнейшее снижение энергозатрат на производство водорода. Эта проблема требует широкого спектра разнообразных исследований, в том числе фундаментальных.

Следующей важной проблемой является водородная безопасность атомных электростанций, а также других водородсодержащих производств. Здесь необходимы комплексные исследования, основанные на правильно подобранных концепциях и методах контроля концентрации водорода в больших объемах.

Второй этап может быть связан с полным устранением природного топлива из энергетического баланса и требует развития крупномасштабного производства водорода из воды.

Водород является идеальным топливом, так как при его сжигании образуется только химически чистая вода. К важным преимуществам водорода как перспективного топлива можно отнести:

- водород является возобновляемым источником энергии и не связан с выделением каких-либо загрязнений в окружающую среду;

- высокая теплотворная способность.

Основными причинами перехода от традиционной экономики топлива к водородной экономике являются [2]:

- пик мировой добычи нефти неизбежен;
- концентрация оставшихся запасов нефти на политически нестабильном Ближнем Востоке увеличивается;

- страны третьего мира будут реальными бенефициарами водородной экономики. Они могут совершить значительный прорыв, особенно те, у кого нет нефти, и они не могут производить свою энергию. Они могут делать ставку на солнечную или

ветровую энергию, или технологию биомассы, и хранить ее с использованием водорода.

Литература

1. В.В. Самсонов, М.А. Вяткин. Экономика предприятий энергетического комплекса: учебник для вузов. – М.: Высш.шк., 2001.

2. Н.Н. Кожевников, А.Н. Златопольский. Экономика промышленности: учеб. пособие для вузов. В 3-х т. Т. 2. Экономика и управление энергообъектами. Кн.3. Промышленная энергетика. Реализация продукции. – М.: Издательство МЭИ, 1998.

Содержание

СЕКЦИЯ V

ЭКОЛОГИЯ И БЕЗОПАСНОСТЬ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ 3

- Кузнецова О.А., Лебедева Ю.В., Сынзыныс Б.И.* Радиомиметическое действие алюминия: определение чувствительности различных сортов пшеницы к действию алюминия в условиях повышенной кислотности 3
- Нгуен Тхань Гуан, Земнова А.В., Мирзеабасов О.А., Момот О.А., Сынзыныс Б.И.* Определение дозы внутреннего β -облучения от трития на ряску малую по удельной скорости роста в лабораторном биотесте 4
- Нго Т.Н.А., Мельникова Т.В., Удалова А.А.* Определение подвижных форм хлоридов в почвах из района расположения Филиала НИФХИ им. Л.Я. Карпова 6
- Сурин П.П., Кабанов Д.И., Кочетков А.О., Кузнецова Л.И.* Проблема трития и радиоуглерода на современном этапе развития АЭС в Российской Федерации 8
- Морозов А.В., Сахингареев Д.Р.* Природоподобные технологии аккумулирования низкопотенциальной энергии НА АЭС 10
- Чурюкин Д.С., Бондаренко В.С.* Детекция мРНК *E. coli* в жидкой среде при помощи ОТ-ПЦР 12
- Черкасова Е.Е., Лаврентьева Г.В., Протасова Л.А., Мирзеабасов О.А.* Влияние ионизирующего излучения на поедаемость корма моллюсков вида *Fruticicola Fruticum* 14
- Комарова Л.Н., Коноваленко З.А., Ревкова В.А.* Изучение влияния доксорубина на радиочувствительность мезенхимальных стволовых клеток человека 15
- Нгуен Нгок Тхат, Сынзыныс Б.И., Курьянов В.М.* Оценка риска для здоровья людей при получении электрической энергии из разных источников во Вьетнаме 17
- Галютдинова Р.Р., Дружинская О.И., Панкратова Ю.С.* Эколого-географические последствия строительства АЭС 19
- Ву Т.Т., Мельникова Т.В., Удалова А.А.* Содержание железа в природных водах в районе АО НИФХИ им. Л.Я. Карпова, г. Обнинск 21

- Любимова Е.В., Монстаков Д.А.* Проблемы реабилитации радиоактивно-загрязненных территорий 23
- Он Ван Ньан, Полякова Л.П., Мельникова Т.В., Удалова А.А.* Определение содержания поверхностно-активных веществ в воде отдельных водоемов и водотоков окрестности г. Обнинска 26
- Вуколова А.Н.В., Долгих А.П., Русинкевич А.А.* Формирование универсального Перечня 99 для нормирования и контроля выбросов АЭС советского дизайна с энергоблоками ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 28
- Хо Чунг Хоанг, Момот О.А., Сынзыныс Б.И.* Определение дозы внутреннего облучения человека и оценка риска при употреблении питьевой воды, содержащей тритий 29
- Протасова Л.А., Лаврентьева Г.В., Черкасова Е.Е., Мирзеабасов О.А.* Изучение двигательной активности и смертности наземного моллюска *Fruticicola Fruticum* после γ – облучения 31
- Демин В.М., Салахалдин Б.Х., Абу Сондос М.А.* Препарирование программы SERPENT для расчетов мощности эффективной дозы внешнего фотонного излучения от цементированных ЖРО АЭС 33
- Бурякова А.А., Крышев А.И.* Расчет дозовой нагрузки на население от выбросов ^{131}I в атмосферу в ходе производственной деятельности Филиала АО НИФХИ им. Л.Я. Карпова 35
- Кондратьева А.С., Глушков Ю.М., Сынзыныс Б.И.* Водород уменьшает токсическое действие алюминия на проростки пшеницы 37
- Нгуен Ле Минь Тьяу, Мельникова Т.В., Полякова Л.П., Удалова А.А.* Определение содержания меди в почве вблизи радиационно опасного объекта, на примере АО НИФХИ им. Л.Я.Карпова Г.Обнинск 39
- Комарова Л.Н., Ляпунова Е.Р.* Комбинированное действие гамма-излучения и химических факторов на популяцию микроводоросли *Chlorella Vulgaris* 41
- Горшкова Е.В., Мухамеджанова Е.Р., Щербаков Б.П.* Прогнозируемая оценка воздействия АЭС с реактором типа ВВЭР ТОИ на окружающую среду на примере Курской АЭС-2 43

- Нгуен Нгок Чи, Сынзыныс Б.И.* Эффективность радиационной защиты при хранении радиоактивных отходов в ядерном центре в далате (Вьетнам) 45
- Fukuda K., Tuya D., Nishiyama J., Obara T.* Radiation dose in criticality accident of fuel debris 47
- Битаршивили С.В., Бондаренко В.С.* Влияние γ -облучения семян на экспрессию генов ферментов метаболизма фитогормонов 49
- Хронина В.В., Удалова А.А., Макаренко Е.С.* Длина и флуктуирующая асимметрия хвои у потомков сосны обыкновенной из ближней зоны ЧАЭС 53
- Во Нгок Лан, Мельникова Т.В., Полякова Л.П., Удалова А.А.* Определение содержания меди в водных объектах, расположенных вблизи АО НИФХИ им.Л.Я.Карпова 55
- Мехди М., Панин М.П.* Численное моделирование рассеивания атмосферных выбросов АЭС 57
- Мехмет Куюмджу, Сынзыныс Б.И., Куприянов В.М.* Оценка техногенного радиационного риска при перевозке радиоактивных отходов в Турецкой республике 58
- Нгуен Тхи Фуонг Линь, Момот О.А.* Оценка доз облучения для населения Российской Федерации и Г. Обнинска 60
- Максимов А.А., Кочетков О.А., Барчуков В.Г., Еремина Н.А.* Проблемы сброса и выброса трития и углерода-14 с АЭС в свете современной законодательно-нормативной базы 62
- Горбатова И.В., Волкова П.Ю.* Морфологические изменения проростков ячменя после низкодозового Гамма-облучения семян 64

СЕКЦИЯ VI

МЕДИЦИНСКАЯ РАДИОЛОГИЯ 67

- Зязина Т.К., Анохин Ю.Н., Букша А.Ю.* Сравнение алгоритмов и определение преимуществ предлучевой подготовки для проведения лучевой терапии на ускорителях «SL-75» И «SYNERGY-S» 67
- Филимонова А.Н., Анохин Ю.Н., Переклад О.В.* Экспериментальное моделирование синергического взаимодействия химиопрепаратов, радиации и гипертермии для

решения задач комбинированной химио-лучевой терапии опухолей	69
<i>Казмин А.С., Никитаев В.Г., Проничев А.Н., Трухин А.А.</i> Разработка системы поддержки принятия врачебных решений для радиойодотерапии на основе методов искусственного интеллекта	71
<i>Давыдов Г.А., Дорн Ю.А., Сигов М.А., Спиченкова О.Н.</i> Радионуклидные методы оценки функционального резерва печени при планировании анатомических резекций	73
<i>Ерминская К.Г., Егوشин М.А.</i> Итерационный алгоритм углового согласования на основе кватернионных сигналов для лучевой терапии с визуальным контролем изображения (IGRT)	75
<i>Тактаева Н.В.</i> Тестирование источника ионов медицинского циклотрона	76
<i>Макарова Е.А., Логвинова И.С., Чулков Д.И.</i> Сравнительная характеристика 2D и 3D планирования при конформной и конвенциональной лучевой терапии рака пищевода	78
<i>Дуфлот В.Р., Ермаков В.С., Замараева Т.В., Лобанова Е.И.</i> Разработка радиофармацевтического препарата на основе Самария-153 в полимерном носителе для лучевой терапии метастатических опухолей позвоночника	80
<i>Анохин Ю.Н., Базовкина Е.В., Гоголин Д.В., Соловьев А.Н., Шемяков А.Е.</i> Анализ формирования кожных реакций при проведении протонной терапии	82
<i>Авдеева В.О., Новожилова О.О., Мелузов А.Г.</i> Концепция построения нейтроногенерирующей ускорительно-управляемой системы для целей ядерной медицины	84
<i>Бубнов А.А., Никитаев В.Г., Проничев А.Н., Трухин А.А.</i> Референтные интервалы стандартного захвата в диагностике функциональной активности щитовидной железы	86
<i>Адарова А.И., Анохин Ю.Н., Ульяновко С.Е., Чернуха А.Е.</i> Минимизация числа проекций в конусном пучке рентгеновского томографа	87
<i>Монстаков Д.А., Любимова Е.В.</i> Радиопротекторы и их классификация	89

Дюженко С.С., Голованова О.Ю., Сабуров В.О., Трошина М.В., Корякин С.Н., Ульяновко С.Е. Метод оценки средних поглощенных доз с применением аддитивных технологий 92

СЕКЦИЯ VII

РАЗВИТИЕ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ И РОЛЬ ПРОФЕССИОНАЛЬНЫХ НЕПРАВИТЕЛЬСТВЕННЫХ И ОБЩЕСТВЕННЫХ ОРГАНИЗАЦИЙ 94

Внуков Р.А., Саруханов В.Г., Фомичев В.В. Оценка эффективности сотрудничества ГК Росатом со странами центральной и южной Африки 94

Молчанова Т.А. Роль конституционного суда российской федерации в развитии атомной энергетики 96

Саруханов В.Г., Внуков Р.А. Развитие атомной энергетики пакистана и Индии в условиях действующего политического конфликта 98

Кузмичева С.А., Смирнова Т.Л. Технологии лизинга на предприятиях ядерной энергетики 100

Саббаг А., Халайлах Л., Дбаиси М., Смади И. Следствия нейтроновых возмущений параметров на иорданской подкритической сборке 101

Смирнова Т.Л. Налоговые льготы предприятий ядерной энергетики территорий опережающего социально-экономического развития 103

Клименко Д.С., Антонова Д.И., Бондарев И.Р., Зуйков А.А., Игнатьев И.А., Пишакин Г.М. Рассматриваемые методы утилизации оружейного делящегося материала в стратегии ядерного разоружения между США и РФ 105

Прец А.А., Калиновский Ю.А. Оценка возможности реализации ЗЯТЦ при подпитке обедненным ураном на базе реактора БРЕСТ 106

Лапкис А.А., Гладкова Д.А., Липов Н.В. Замыкание топливного цикла реакторов ВВЭР по РЕМИКС-технологии 108

СЕКЦИЯ VIII

ТЕПЛОФИЗИКА

111

- Сатаев А.А., Андреев В.В., Березин А.А., Новиков Д.И., Хвойнов О.В.* Численное моделирование процессов смешения неизотермических потоков 111
- Фомичев В.В., Пахोलик Д.А., Внуков Р.А.* Исследование гидродинамической неустойчивости потока теплоносителя при сверхкритическом давлении для реактора ВВЭР СКД 113
- Нгуен Чи, Белозеров В.И.* Возможность использования системы подогревателей для увеличения к.п.д парового модуля парогазовой установки нового поколения 115
- Авдеев Е.Ф. Смирнова В.О.* Расчетное обоснование способа вытеснения воды из трубок парогенератора атмосферным давлением 117
- Коянбаев Е.Т., Кожяхметов Е.А., Сапатаев Е.Е.* Прочностные характеристики отработавших ТВС реактора БН-350 в условиях длительного термического старения 118
- Сатаев А.А., Березин А.А., Дунцев А.В., Новиков Д.И., Хвойнов О.В.* Однопетлевая модель исследования процессов смешения неизотермических потоков 120
- Авдеев Е.Ф., Нгуен Фам Ань Тхао, Смирнова В.О.* Расчеты температурных полей за головками твс и возможности температурного расслоения теплоносителя 122
- Чудинова В.А., Никонов С.П.* Влияние детализации внутриреакторных объектов на моделирование переходных процессов в реакторной установке со свинцовым теплоносителем 123
- Милинчук В.К., Сполохова М.В., Шилина А.С.* Образование водорода и твердых продуктов в гидрогетерогенных композициях с алюминиевой фольгой 125
- Никонов С.П., Романенко В.И., Тихомиров Г.В.* Связанное моделирование ТВС ВВЭР-1000 с помощью кодов MCU/ATHLET с различными моделями массообмена между каналами 127
- Навасардян М.В., Мурадян К.Ю., Делов М.И., Кузьменков Д.М., Куценко К.В., Лаврухин А.А.* Прогнозирование закипания

теплоносителя с помощью анализа флуктуаций температуры теплоотдающей поверхности	129
<i>Мухамедова Н.М., Кожжахметов Е.А., Курбанбеков Ш.Р., Скаков М.К.</i> Влияние термообработки на фазовый состав интерметаллидного сплава системы Ti-Al-Nb	132

СЕКЦИЯ IX

МОЛОДЕЖНАЯ СЕКЦИЯ	134
-------------------	-----

<i>Каширина В.Е., Белозеров В.И.</i> Реакторы с тяжелым жидкометаллическим теплоносителем	134
<i>Чугреев А.С.</i> Неправительственные организации и их роль в обеспечении безопасности АЭС	135
<i>Карамышева Е.П., Потянова М.А.</i> Международное сотрудничество в подготовке высококвалифицированных сотрудников АЭС	138
<i>Галяутдинова Р.Р., Панкратова Ю.С.</i> Водородная энергетика и перспективы её развития	141

Редактор А.М.Терехова

Подготовка оригинала-макета А.М.Терехова

ЛР № 020713 от 27.04.1998

Подписано к печати	Формат бум. 60x84/16
Печать ризограф.	Бумага МВ
Заказ №636	Тираж 100 экз.
	Цена договорная
Полиграфическая компания ООО "Альпринт"	