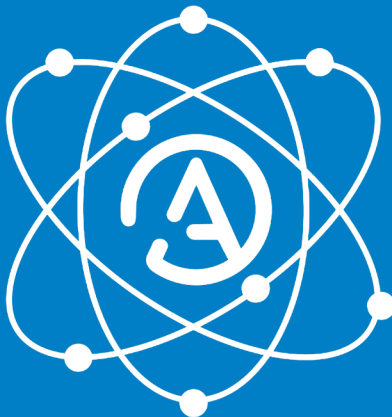




AtomFuture - 2023

XIX международная молодежная
научно-практическая конференция
«БУДУЩЕЕ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ –
AtomFuture 2023»

Тезисы докладов,
Обнинск, 27-28 ноября 2023 г.



ИАТЭ

НИЯУ МИФИ



ИАТЭ НИЯУ МИФИ



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

БУДУЩЕЕ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

XIX Международная научно-практическая
конференция

Тезисы докладов
Обнинск, 27-28 ноября 2023 г.

Обнинск 2023

УДК 621.039 58
ББК 31.4
Б90

XIX Международная научно-практическая конференция «Будущее атомной энергетики – AtomFuture 2023»: Тезисы докладов. Обнинск: 27-28 ноября 2023 г. – Обнинск: ИАТЭ НИЯУ МИФИ, 2023. – 216 с.

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.

Материалы получены до 26 ноября 2023 г.

Материалы публикуются в авторской редакции.

ISBN 978-5-7262-3024-5

© ИАТЭ НИЯУ МИФИ, 2023

СЕКЦИЯ I **РАСЧЕТ И КОНСТРУИРОВАНИЕ РЕАКТОРОВ АЭС**

УСЛОВИЯ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ УРАВНЕНИЯ ДИНАМИКИ ТОЧЕЧНОГО РЕАКТОРА, ПОСТРОЕННОГО НА УПРОЩЕННОМ УРАВНЕНИИ КИНЕТИКИ С ОБРАТНОЙ СВЯЗЬЮ С МОЩНОСТНЫМ КОЭФФИЦИЕНТОМ РЕАКТИВНОСТИ

*Казанский Ю.А.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

В учебном пособии [1] показано, что точечное уравнение динамики имеет аналитическую форму решения если использовать уравнение кинетики с одной группой запаздывающих нейтронов и приближение скачка на мгновенных нейтронах [2], а также уравнения обратной связи с мощностным коэффициентом реактивности, МКР. В докладе использовано определение МКР, обоснованное в работе [3], особенность которого связана с методикой его измерения на реакторах: только отрицательные значения МКР ($\text{МКР} < 0$) и приращение мощности ΔW находят после установления нового стационарного состояния в результате введения в реактор реактивности $\Delta \rho$. Отношение $\Delta \rho / \Delta w$ и есть мощностной коэффициент реактивности. Предлагаемое решение динамики (по сути, упрощенного уравнения кинетики с обратной связью по МКР) имеет следующий вид:

$$t\lambda = (\beta/A - 1) \ln(w/w_0) + (\beta/A + 1) \ln[(A - |\alpha_w|w_0)/(A + |\alpha_w|w_0)], \quad (1)$$

где λ , β , α_w постоянная распада, доля запаздывающих нейтронов, ЗН, и мощностной коэффициент реактивности, МКР; t , w , w_0 – время от момента ввода реактивности, ρ_0 , мощность в зависимости от времени, мощность при $t = 0$; $A = \rho_0 + |\alpha_w|w_0$, при мгновенном вводе реактивности.

Это решение зависит от вводимой реактивности и представлено на рис.1-3 синим цветом (нижние кривые).

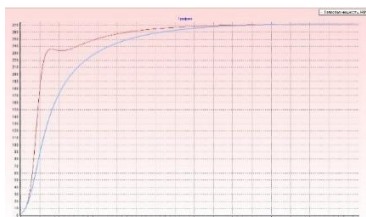


Рис. 1. Мгновенный ввод реактивности $0,6\beta$

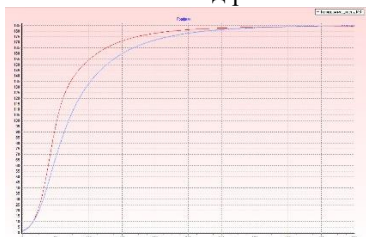


Рис. 2. Мгновенный ввод реактивности $0,4\beta$

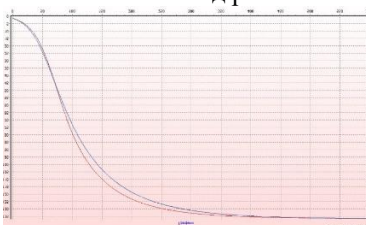


Рис. 3. Мгновенный ввод реактивности $0,3\beta$

К сожалению, в [1] нет информации об области применимости полученного решения.

В данном сообщении приведены условия, при которых возможно применять предлагаемое решение (1). Производная реактивности по мощности, измеренная на реакторе, связана с коэффициентами реактивности по всем технологическим параметрам, p_i , умноженным на производную этого параметра по мощности:

$$\frac{d\rho}{dw} = \frac{\partial\rho}{\partial p_1} \frac{dp_1}{dw} + \frac{\partial\rho}{\partial p_2} \frac{dp_2}{dw} + \dots + \frac{\partial\rho}{\partial p_n} \frac{dp_n}{dw}, \quad (2)$$

Это равенство использовано для нахождения расчетного случая, для которого были получены аналитические производные dp_i/dw , что позволило провести сравнение решений

уравнений кинетики с многими группами запаздывающих нейтронов, с обратными связями по коэффициентам реактивности («более точное решение») с приближенным решением, взятом из [2] и представленном в виде формулы (1). Результаты сравнения показаны на рис 1, 2, 3. По горизонтальной оси отложено время в секундах. По вертикальной - значения мощности в МВт. Верхние кривые (кривые красного цвета) – это более точное решение, нижние кривые (синие)- приближенное решение. Начальные уровни мощности и новые стационарные состояния естественно совпадают в силу равенства (2). Различия в решениях зависят от значения вводимой реактивности и её полярности. Максимальные отклонения лежат в интервале от 90 до 30%. Приведенные результаты получены при мгновенном вводе реактивности. Совершенно другая картина при вводе реактивности по линейной функции времени.

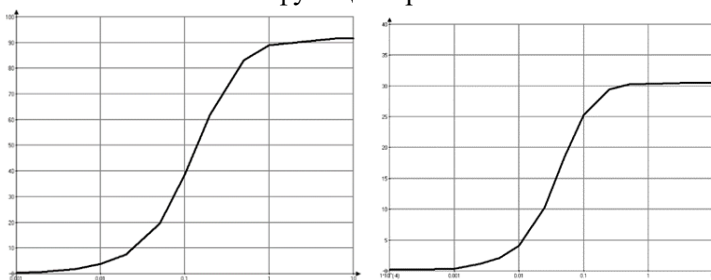


Рис.4. Ввод реактивности $0,6\beta$ и реактивности $0,1\beta$

На рис.4 показаны максимальные отличия в функции скорости ввода реактивности при двух значениях вводимой реактивности. В этом случае при скоростях ввода реактивности менее $0,01\beta/\text{с}$ отличия в двух вариантах решений (более точного и приближенного) не превышают 5%. Можно предположить, что при вводе в реактор реактивности менее $0,3\beta$ со скоростью менее $0,03\beta$ поведение мощности во времени можно описывать формулой (1).

Литература

1. Казанский Ю.А., Слекеничс Я.В. Кинетика ядерных реакторов. Коэффициенты реактивности. Введение в динамику. Москва, НИЯУ МИФИ 2012.

2. Хетрик Д. Динамика ядерных реакторов. Москва. Атомиздат. 1975. Перевод с английского.

3. Казанский Ю.А., Слекеничс Я.В. Мощностной коэффициент реактивности: определение, связь с коэффициентами реактивности, оценка результатов переходных процессов энергетических реакторов. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2018. – № 1. – С. 63-74. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2018.01.07>

ПРОФИЛИРОВАНИЕ ТОПЛИВА В ТВС РЕАКТОРА ВВЭР-1000

*Старченко А.С., Тришечкин Д.В., Лапкис А.А., Голованов Д.А.
ВИТИ НИЯУ МИФИ, г. Волгодонск*

Целью исследования является разработка усовершенствованной компоновки ТВС, позволяющая минимизировать потвэльную неравномерность выгорания топлива, неравномерность энерговыделения и недовыработку энергии. Исследования профилирования встречаются в научных кругах различных институтов [1, 2, 3], но необходимость данного исследования объясняется отсутствием исследований по обогащению отдельных твэлов.

Моделирование ТВС проводилось с помощью нейтронно-физического кода Serpent, работа которого основана на методе Монте-Карло.

За эталонный образец ТВС была принята реально используемая сборка U49G6. Параметры образца: 306 твэлов и 6 твэггов. Обогащение U235: 4,92%, твэггов – 3,6% с добавкой Gd₂O₃ массовой долей 5,0%. Твэги в данной сборке располагаются в восьмом кольце, считая от центра.

Для оценки неравномерности выгорания внутри ТВС ввели понятие недовыработки W

$$W = B_{\max} - B_{\text{ср}},$$

где $B_{\max}$ – глубина выгорания в самых выгоревших твэлах данной ТВС при средней глубине выгорания по кассете $B_{\text{ср}}$.

Для оптимизации недовыработки в зависимости от размещения твэггов провели серию расчётов в Serpent, где

последовательно менялся номер гексагонального кольца с твэгами. Минимальная неравномерность была выявлена при размещении твэгов в четвёртом кольце.

Для ТВС типа U49G6 и ТВС с расположением твэгов в четвёртом кольце были получены значения недовыработки 4,73 МВт*сут/кг и 2,62 МВт*сут/кг соответственно.

Было принято решение снижать обогащение в отдельных твэлах: первом, девятом и десятом гексагональных кольцах. В полученной ТВС недовыработка составила 1,02 МВт*сут/кг при общей выработке 34486 МВт*сут. Максимальное выгорание отдельных твэлов снизилось до 65 МВт*сут/кг. неравномерности энерговыделения в начале и в конце кампании равен 1,06 и 1,04 соответственно, а коэффициент неравномерности по выгоранию составил 1,015. Сравнение с показателями образца U49G6 приведено на рис. 1.

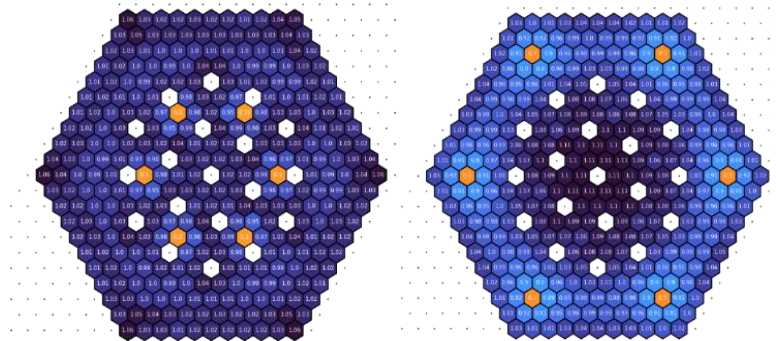


Рис. 1. Поле энерговыделения в профилированной кассете и ТВС типа U49G6

Если сохранить максимальное выгорание отдельных твэлов на уровне действующих кассет, то можно дополнительно выработать до 2000 МВт*сут с одной ТВС, профилированной по обогащению, что сэкономит примерно 50 млн. рублей при цене продажи 1 кВт*ч электроэнергии за 1,05 рубля.

Литература

1. Косоуров Е.К., Щеренко А.И. Оптимизация аксиального поля энерговыделения с помощью профилирования

содержанием гадолиния по высоте ТВС. Труды 15 конференции молодых специалистов по ядерным энергетическим установкам. Подольск, 2013

2. Внуков Р. А. и др. Влияние размещения выгорающего поглотителя на нейтронно-физические характеристики тепловыделяющей сборки ВВЭР-1200 //Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. – 2021. – №. 2. – С. 27-38.

3. Музафаров А. Р., Савандер В. И. Использование выгорающих поглотителей в реакторах типа ввэр для снижения доли запаса реактивности, компенсируемого жидкостной системой при удлинённых кампаниях //Глобальная ядерная безопасность. – 2022. – №. 2 (43). – С. 42-55.

ОЦЕНКА ГРАНИЦ ПРИМЕНИМОСТИ МЕТАЛЛИЧЕСКОГО ТОПЛИВА В РЕАКТОРАХ ТИПА БН-1200

Орлов И.П.¹, Черкашин И.В.¹, Кушнир Н.О.¹, Исанов К.А.²

¹НИЦ Курчатовский институт, г. Москва

²ИАТЭ НИУЯ МИФИ, г. Обнинск

В данной работе рассматривается вариант использования металлического топлива в перспективных быстрых натриевых реакторах. Актуальность работы обусловлена тем, что начиная с 2010 года ведутся разработки реактора БН-1200 в рамках проекта «Прорыв» для замыкания ядерного топливного цикла. Последний необходим, чтобы избежать приближающийся энергетический кризис.

Одной из открытых задач в разработке реактора БН-1200 остаётся выбор топлива. В настоящее время рассматривается МОКС или СНУП топливо. В работе [1] металлическое топливо было исключено из рассмотрения, поскольку не удовлетворяло принятым термодинамическим параметрам. Однако, в настоящей работе будут предложены такие параметры активной зоны реактора БН-1200, при которых использование металлического урана в качестве топлива представляется возможным.

Металлическое топливо обладает рядом преимуществ перед повсеместно используемым на данный момент керамическим топливом. К таковым преимуществам относится повышенная плотность топлива и большая теплопроводность, что позволит достичь большего выгорания топлива и коэффициента воспроизводства.

Также данное топливо рассматривалось для использования в реакторах типа БН-800 и были показаны его преимущества в сравнении с диоксидурановым и смешанным оксидным топливом [2]. Также согласно результатам работы [3] была показана принципиальная возможность обеспечить работоспособность металлического топлива в реакторах типа БН-1200 за счёт снижения температуры натрия.

В настоящей работе был проведён расчёт коэффициента размножения нейтронов в бесконечной среде для подбора необходимого стартового обогащения при переходе от оксидного топлива к металлическому, исходя из неизменности запаса реактивности на начало кампании. Для этого была смоделирована ячейка реактора БН-1200 в ПС SERPENT 2.1.32 с трансляционными граничными условиями в плоскости XY. Далее был найден аксиальный коэффициент неравномерности энерговыделения для данной расчётной ячейки, значения которого передавались в программу теплогидравлического расчёта.

Теплогидравлический расчёт проводился для наиболее энергонапряжённой ТВС. По результатам расчёта для использования металлического топлива без снижения мощности реактора потребуется изменить профилирование энерговыделения по радиусу и высоте активной зоны таким образом, чтобы максимальные коэффициенты неравномерности энерговыделения не превышали 1.2 и 1.28 соответственно. В дальнейшем, опираясь на полученные результаты, планируется проведение экономического сравнения СНУП и МОКС топлива с металлическим ураном, а также сравнение нейтронно-физических параметров активной зоны с разными типами топлива.

Література

1. В.М. Поплавський, А.М. Цибуля і др. Активна зона і паливний цикл для перспективного швидкого натрієвого реактора. – Атомна енергія. – 2009. – Т.108. – №4. – с. 206-211.
2. В.М. Поплавський, Л.М. Забудько і др. Паливо для перспективних швидких натрієвих реакторів - теперішнє становище і плани. – Атомна енергія. – 2009. – Т.108. – №4. – с. 212-217.
3. Ф.М. Митенков, Р.А. Песков і др. Аналіз відкритого паливного циклу швидкого реактора типу БН-800 з металевим паливом на початковій стадії переходу до закритого паливного циклу. – Атомна енергія. – 2012. – Т.113. – №2. – с. 73-79.

ПРОЕКТИРОВАНИЕ ВОДО-ВОДЯНОГО КИПЯЩЕГО РЕАКТОРА С ПРОМЕЖУТОЧНЫМ СПЕКТРОМ НЕЙТРОНОВ

*Мурашов А.А., Делов М.И.
НИЯУ “МИФИ”, Москва*

В стратегії довгострокового розвитку атомної енергетики особе увагу приділяється переходу до ЗЯТЦ. Крім розробки швидких реакторів з жидкометалевим теплоносієм, одним з варіантів реалізації ЗЯТЦ може бути створення «водяного бридера» з підвищеним КВ. Перевагою такого варіанта є великий світовий досвід технічних рішень, використовуваних при роботі з реакторами з водою під тиском.

Метою даної роботи є розгляд можливості реалізації реакторної установки з водою під тиском з підвищеним КВ. Як прототип був розглянутий проєкт реактора RMWR (Reduced Moderation Water Reactor) [1]. Реакторна установка створена на базі ABWR [2] з зменшенням водо-паливного співвідношення, спектр нейтронів представлений на Рис.1. В роботі проведені оціночні теплофізичні і нейтронно-фізичні розрахунки реакторної установки з урахуванням оптимізації параметрів ТВС з метою збільшення

коэффициента запаса до кризиса теплоотдачи и коэффициента конверсии.

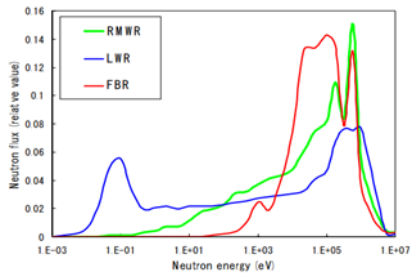


Рис. 1. Спектр нейтронов в легководном реакторе (синяя линия), реакторе на быстрых нейтронах (красная линия) и в водяном реакторе с пониженным замедлением (зеленая линия) [1]

Теплофизические расчеты проводились по инженерным методикам [3], нейтронно-физический расчет проведен с помощью программного комплекса Serpent (Рис. 2 и 3). Из-за неравномерного расположения топливных зон по высоте твэл теплофизический и нейтронно-физический расчеты проводились по итерационной методике с пошаговой корректировкой поля тепловыделения по высоте твэл.

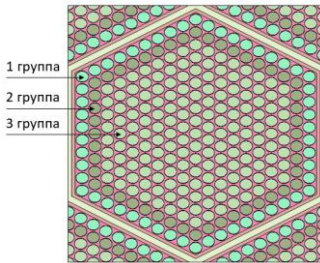


Рис. 2. Поперечный разрез реализуемой ТВС в верхней зоне деления

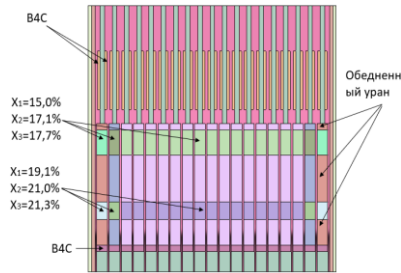


Рис. 3. Конфигурация реализуемой ТВС

В результате расчетов оптимизированной ТВС показано достижение $KB > 1$ на протяжении всей длины кампании (600 эффективных суток).

Автори виражають подяку Савандеру В.І., Тернових М.Ю. і Кругликову А.Є. за консультації по питаннях проведення нейтронно-фізических розрахунків.

Література

1. Japanese Atomic Energy Agency Status report 80 - Reduced-Moderation Water Reactor (RMWR)
2. Japanese Atomic Energy Agency Status Report – ABWR (GEN, HGNE and Toshiba)

МОДЕЛЮВАННЯ РІВНЯННЯ ТОЧНОЇ КІНЕТИКИ В ПРИБЛИЖЕННІ ОДНОЇ ГРУПИ ЗАПІЗДЮВАЮЩИХ НЕЙТРОНІВ В WOLFRAM MATHEMATICA

*Вороб'єв А.В., Терехова А.М., Семкіна А.А., Ширкова Д.Є.
ІАТЭ НІЯУ МІФІ, г. Обнінськ*

Метою роботи є моделювання поведінки потужності реактора в приближенні одної групи запіздуючих нейтронів в WOLFRAM MATHEMATICA

Рівняння точної кінетики описує поведінку точного реактора без урахування зв'язей [1]:

$$\frac{dn}{dt} = \frac{\rho - \beta_{\text{эфф}}}{\Lambda} n(t) - \lambda_1 c_1(t)$$
$$\frac{dc_1}{dt} = \frac{\beta_1}{\Lambda} n(t) - \lambda_1 c_1(t),$$

Всі розрахунки будуть відноситися до реактора типу ВВЕР – 1000, з використанням уранового палива (збагачення по $^{235}_{92}\text{U}$ – 4%).

Для спрощення розрахунків будемо використовувати приближення: реактивність вводиться миттєво $\rho = \text{const}$. Час генерації нейтронів – $\Lambda = 10^{-3}$ с. Вхідні параметри взяті з роботи [2].

Рівняння кінетики розв'язувалися аналітично, використовуючи Перетворення Лапласа. Для побудови графіків, що виражають залежність потужності реактора від часу, використовувалася програма – Wolfram Mathematica 12.1.

На рисунке 1 показана зависимость числа нейтронов в реакторе от времени облучения топлива. На рисунке видно, что вначале происходит скачек на моногенных нейтронах и дальнейший рос по экспоненте

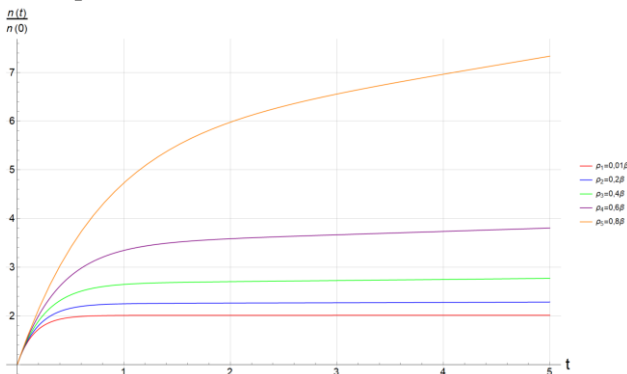


Рис.1. Зависимость числа нейтронов от времени работы реактора

Литература

1. Казанский Ю. А., Слекеничс Я. В. Кинетика ядерных реакторов. Коэффициенты реактивности. Введение в динамику: учеб. пособие для студ. вузов //М.: НИЯУ МИФИ. – 2012.
2. Розова, А. С. Многогрупповой и одногрупповой подхода при определении реактивности / А. С. Розова, А. В. Воробьев, А. М. Терехова // Современные проблемы физики и технологий: Сборник тезисов докладов X Международной молодежной научной школы-конференции, Москва, 25–27 апреля 2023 года. – Москва: Национальный исследовательский ядерный университет "МИФИ", 2023.

ВАЛИДАЦИЯ РАСЧЕТНОГО КОДА ODETTA-F НА ЭКСПЕРИМЕНТАХ OKTAVIAN

*Игнатъев И.А., Березнев В.П.
ИБРАЭ РАН, г. Москва*

Расчетный код ODETTA-F [1] разрабатывается в ИБРАЭ РАН для расчета переноса нейтронного и фотонного излучений в защитных композициях термоядерных установок и гибридных

систем. Код оснований на багаторушовому S_nP_m -поближенні з використанням методу кінцевих елементів на неструктурованих тетрадральних ґратках.

В роботі представлені результати розрахунків кодом ODETTA-F експериментів OKTAVIAN із бази даних SINBAD [2] і їх порівняння з експериментальними даними.

В даних експериментах проводиться вимірювання енергетических спектрів нейтронного і вторинного фотонного випромінювання при проходженні нейтронів джерела крізь сферическі образці різного розміру і матеріального складу. Нейтрони джерела, отримувемі в результаті бомбардування титан-тритуєвої мішені пучком дейтронів – $T(d,n)^4He$ – мають середню енергію 14,1 Мев. Геометрически джерело розташовалося в центрі експериментальних сфер. В таблиці 1 приведен перелік сферических образців із експериментів.

Таб. 1. Параметри сферических образців із експериментів

№ п/п	Матеріал	Ефективна товщина, см
1	Нержавеюча сталь (JIS SUS-304)	0,4
	Алюмінієва засыпка	9,75
2	Нержавеюча сталь (JIS SUS-304)	0,4
	Кремнієва засыпка	9,75
3	Нержавеюча сталь (JIS SUS-304)	0,7
	Кремнієва засыпка	19,8
4	Нержавеюча сталь (JIS SUS-304)	0,4
	Вольфрамова засыпка	9,75
5	Нержавеюча сталь (JIS SS-41)	1,2
	Марганцева засыпка	21,8

Створення САD-моделей і побудова розрахункових ґраток виконано в відкритій системі Salome [3]. Грушові макроскопіческі константи були підготовлені з допомогою кода CONSYST-RF з бібліотекою оценок ядерних даних БНАБ-РФ.

Результати розрахування показали хороше згоду з експериментальними даними, однак спостерігаються деякі

локальные отклонения. Отклонения результатов расчета от эксперимента можно объяснить следующим:

- погрешность при описании криволинейной геометрии неструктурированной тетраэдральной сеткой;
- использование в расчете изотропного источника нейтронов, в то время как в эксперименте моделировался анизотропный источник;
- переход от расчетных энергетических приближений к групповым приближениям результатов обработки экспериментальных данных;
- игнорирование временной зависимости формирования результатов эксперимента.

Литература

1. Bereznev V.P., Belousov V.I., Grushin N.A. et al, «New neutronic calculation codes based on discrete ordinates method using methods of finite differences and finite elements» // Proc. of the Int. Conf. on Fast Reactors and Related Fuel Cycles (FR17). Paper CN-195, – Ekaterinburg, 2017.
2. I. Kodeli, E. Sartori, «SINBAD - Radiational shielding benchmark Experiments» // Annals of Nuclear Energy, Volume 159, – 2021.
3. A. Ribes, C. Caremoli, «Salomé platform component model for numerical simulation» // 31st Annual International Computer Software and Applications Conference (COMPSAC 2007), – Beijing, 2007.

VVER-1200 REACTOR CORE PIN CELL STEADY-STATE THERMAL HYDRAULIC ANALYSES AND CROSS- VALIDATION

*Siro Robert Folkenberg, Zevyakin A.S.
IATE NRNU MEPhI, Obninsk*

Reactor core components are designed with materials capable of facilitating heat transfer and withstanding high thermal stresses. The purpose of this research work is to verify by cross-validation, the thermal hydraulic processes associated with the material layers that

constitute the VVER-1200 reactor core pin cell. This is to ascertain the reactor coolant performance and the safety of the VVER-1200 by analyzing the heat transfer of fuel elements along the radial axis during steady-state conditions, taking into account the computed thermophysical parameters some of which are indicated in figure 1.

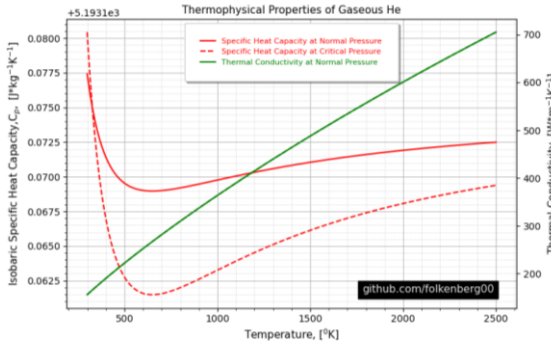


Fig. 1. Selected Thermophysical properties of selected pin cell material layer

We perform thermal hydraulic analyses of the VVER-1200 reactor core pin cell by solving the general heat conduction equation 1 for each material layer in the pin cell [2].

$$\lambda \left[\frac{1}{r} \cdot \frac{\partial}{\partial r} \left(r \frac{\partial T}{\partial r} \right) + \frac{1}{r^2} \cdot \frac{\partial}{\partial \phi} \cdot \left(r \frac{\partial T}{\partial \phi} \right) + \frac{\partial}{\partial z} \left(\frac{\partial T}{\partial z} \right) \right] + q_v = \rho \cdot C_p \frac{\partial T}{\partial t} \quad (1)$$

Where: λ , C_p , T , q_v , ρ are the thermophysical properties.

Thermal hydraulic analysis is a crucial stage in the establishment and adoption of the safety standards of nuclear reactors[1]. From these calculations, we establish the power produced by the reactor core and its removal by the coolant. In order to ensure that the integrity of the reactor core fuel sub-assembly is not compromised, thermophysical properties have to be chosen very carefully in the design phase. Both of the fuel and gas gap materials exhibit low thermal conductivities, and this has to be compensated for by reducing the gas gap thickness and introducing a cladding material layer, E-110 with a significantly high thermal conductivity.

The adopted methodology involves initially performing preliminary thermophysical calculations associated with the pin cell to prepare thermal hydraulic analysis input data and boundary conditions [3]. Secondly, we adopt the preliminary design parameters associated with the pin cell in the creation of a CAD model from which geometry data for mesh generation is retrieved. Thirdly, we prepare schemes for analytical and numerical solutions of the steady-state version of the thermal conduction equation 1. And lastly the results of the two techniques are to be cross-validated, uncertainty quantification done and be presented in the form of peak centerline temperature, fuel, and clad temperature distributions and thermal flux distribution along the radial profile of the reactor core pin cell. This research work can further be extended to take into account thermal hydraulic processes and system behaviour in transient states.

Reference

1. Todreas, Neil E., and Mujid S Kazimi. Nuclear Systems I: Thermal Hydraulic Fundamentals. -Hemisphere Pub, 2001.
2. ÇengelYunus A. Heat and Mass Transfer: Fundamentals and Applications. New York, Mcgraw Hill Higher Education, 2011.
3. International Atomic Energy Agency, Thermophysical Properties of Materials for Nuclear Engineering: A tutorial and Collection of Data. Vienna: International Atomic Energy Agency, 2008.

ИССЛЕДОВАНИЕ ВЛИЯНИЯ УЖЕСТОЧЕНИЯ СПЕКТРА ВВЭР СО СПЕКТРАЛЬНЫМ РЕГУЛИРОВАНИЕМ НА УВЕЛИЧЕНИЕ НАКОПЛЕНИЯ МИНОРНЫХ АКТИНИДОВ

Галкин Н.Д.¹, Исанов К.А.², Егоров М. Ю.¹, Чекаленко М.Е.¹

¹*СПбГУАП, г. Санкт-Петербург*

²*ИАТЭ НИУЯ МИФИ, г. Обнинск*

В данной работе рассмотрена проблема увеличения нарабатываемых минорных актинидов при переходе на спектральное регулирование в реакторах типа ВВЭР. Спектральное регулирование – изменение спектра посредством уменьшения уран-водного соотношения или изменения

замедляющих свойств воды (разбавление тяжелой водой). Спектральное регулирование обладает рядом преимуществ, более значимые из них - экономичное использование природного урана и возможность продления топливной кампании. Но у спектрального регулирования есть свои недостатки, один из которых – увеличение наработки минорных актинидов (МА) и плутония [1].

Проблема накопленного плутония и минорных актинидов в запасе отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) является актуальной. Замыкание топливного цикла требует повторного вовлечения плутония и минорных актинидов. Но при переходе на спектральное регулирование скорости накопления последних увеличиваются.

В работе было рассчитано четыре варианта топливной кампании стандартного ВВЭР и трех вариантов ВВЭР с тяжеловодным спектральным регулированием с разным соотношением концентраций тяжелой и легкой воды и, как следствие, со спектрами различной жесткости табл 1.

Табл. 1. Влияние спектрального регулирования на нейтронно-физические характеристики

Нейтронно-физическая характеристика на начало кампании	Варианты спектрального регулирования			
	Стандартный ВВЭР 100% легкой воды	Спектральное регулирование 75% легкой воды	Спектральное регулирование 66% легкой воды	Спектральное регулирование 50% легкой воды
K_{inf}	1.369	1.322	1.299	1.240
КВ	0.449	0.501	0.526	0.581
Жесткость спектра	0.084	0.073	0.069	0.059

Также в работе было рассчитано изменение K_{inf} и K_{eff} в течение кампании. Определено изменение нуклидного состава для каждого из вариантов. Определено влияние жесткости спектра на изменение скоростей реакций, а также на накопления нептуния, плутония и америция. Были определены основные спектральные индексы – жесткость спектра и средняя энергия спектра Максвелла. Приведены усредненные сечения по спектру.

Также для каждого из вариантов представлено изменение непосредственно самого спектра [2].

Помимо оценки увеличения накопления нептуния, плутония и америция (рис 1.) была сделана оценка по увеличению накопленного америция посредством распада плутония-241 при долгосрочной выдержке ОЯТ. Рассмотрено изменение накопления плутония-241 и америция (всех изотопов).

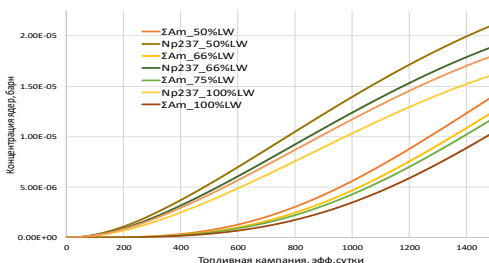


Рис. 1. Изменение накопления нептуния-237 и америция при ужесточении спектра

Литература

1. К.А. Исанов, М.Ю. Егоров. Тяжеловодный реактор-размножитель со спектральным регулированием. Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы, 2023, № 1, с. 105–116
2. А.И. Элазака, Г. В. Тихомиров. Потенциал спектрального регулирования ВВЭР с учетом выгорания топлива. - Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2020. - №2. – С. 27-35.

ОЦЕНКА ПРЕИМУЩЕСТВ РАДИАЛЬНОГО ПРОФИЛИРОВАНИЯ ТВС ВВЭР-1200 ПО ВЫГОРАНИЮ

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

Продление топливной кампании является актуальной задачей. В работе проверялись преимущества использования радиального профилирования твэлов пропорционально выгоранию исходного состава.

В програмному комплексі Serpent була смодельована ТВС реактора ВВЕР-1200 (модель Z-49 [1]). Топливна таблетка була рівномірно розбита на 10 шарів (рисунок 1). Іспочатку був отриманий радіальний профіль вигорання таблеток ТВЗЛВ в існуючій версії, потім для його оптимізації в шарах палива змінювалися концентрації діляться нуклідів, в результаті чого був отриманий приріст коефіцієнта розмноження нейтронів на кінець паливної кампанії. Далішому розгляду підлягали щільний ефект реактивності, коефіцієнт виробництва палива і частка запоздованих нейтронів. Для кожної з цілей вироблена серія розрахунків (для визначення щільного ефекту реактивності – з зміною частки від стандартної щільності теплоносія в області: 0.001, 0.1, і далі з кроком 0.1 до 1 г/см³) в початку, в середині і в кінці кампанії.

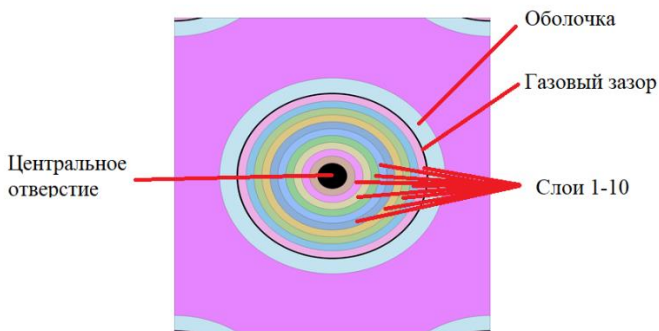


Рис. 1. Схема сегментації паливного елемента розрахункової моделі, вид зверху

Результати показали відсутність суттєвого впливу на КВ, частку запоздованих нейтронів. Пустотний ефект реактивності в початку кампанії більш негативний у моделі з профілюваним складом паливної таблетки. Це пояснюється тим, що при наявності теплоносія ефект самоекранировки ядрами урана-238 вище у профілюваній версії в порівнянні зі стандартною. При відсутності теплоносія ефект незначительний.

Крім того, в ПК КОМПАС 3D була задана примітивна модель ТВЗЛВ. Використовуючи середню енергію ділення ядер в

каждом слое, полученную в ПК Serpent, в ПК Ansys будет произведён термомеханический счёт для определения поля температур в модели.

Литература

1. Хашламунов Т.М. Оптимизация параметров удлиненных топливных загрузок для реакторов ВВЭР-1000(1200) с целью минимизации эксплуатационных затрат на АЭС: автореферат дис. кандидата технических наук: 05.14.03. - Москва, 2018.

ЦЕЛЕСООБРАЗНОСТЬ ТРАНСМУТАЦИИ ИЗОТОПОВ КЮРИЯ НА ТЕПЛОВЫХ НЕЙТРОНАХ

*Данилюк Ю.С., Орешенкова Е.К., Терехова А.М.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Недостатком современной ядерной энергетики является большая радиоактивность отработавшего ядерного топлива (ОЯТ), на много порядков превышающая радиоактивность свежего топлива. В первые 100 лет основной вклад в радиоактивность ОЯТ вносят осколки деления, а затем новые образованные тяжелые нуклиды, так называемых малых актинидов – нептуния, америция и кюрия, обладающих высокой радиотоксичностью и выделяющих большое количество тепла. В 1 тонне ОЯТ, только что извлеченного из реактора типа ВВЭР, около 60 грамм кюрия [1].

На данном этапе рассматриваются варианты включения в МОКС-топливо минорных актинидов. Но пока идет речь о включении только нептуния и америция. Кюрий может существенно повлиять на радиационные и физико-химические характеристики как свежего, так и облученного ядерного топлива, поэтому в реакторах на быстрых нейтронах кюрий дожигать пока не планируется [2]. Несмотря на то, что при хранении в течение 60-70 лет кюрий почти полностью превратится в плутоний в результате радиоактивного распада, в данной работе будет проведен анализ энергетических спектров в области тепловых нейтронов, при которых трансмутация будет наиболее эффективна [3].

Аналіз проводився для наступних ізотопів: ^{243}Cm , ^{244}Cm , ^{245}Cm . Їх періоди напіврозпаду 28,5, 18,11 і 8500 років. Всі вони є альфа-випромінювачами. Ізотоп ^{242}Cm має період напіврозпаду 162 дні, тому він не був розглянутий. Максимум мікроскопічного перерізу поглинання [4]:

- ^{243}Cm в 36453,1 барн досягається при енергії 10,0 еВ;
- ^{244}Cm в 27103 барн досягається при енергії 7,67 еВ;
- ^{245}Cm в 145879 барн досягається при енергії 10,0 еВ.

В подальшому будуть розглянуті ланцюжки перетворення ізотопів кюрія і можливість створення заявленого енергетичного спектра, а також більш детально розглянута цілеспрямованість даного процесу.

Література

1. Казанський Ю. А., Романов М. І. Трансмутація малих актинідів в спектрі нейтронів реактора на теплових нейтронах // *Вісник вищих навчальних закладів. Ядерна енергетика*. – 2014. – №. 2. – С. 140-148.

2. Елементи з поганою репутацією: чому атомники терплять не можуть незначні актиніди) [Електронний ресурс] // URL: <https://strana-rosatom.ru/2023/09/18/elementy-s-plohoj-reputaciej-rochemu-a/> (дата звернення 10.11.2023).

3. Дикова Т. С., Цветкова Д. Д., Терехова А. М. Дослідження палива з кюрієвої фракцією в реакторі РБЕЦ // *Труди НГТУ ім. Р.Е. Алексєєва*. – 2023. – № 3(142). – С. 63-70.

4. Janis Web [Електронний ресурс] // URL: <https://www.oecd-neo.org/janisweb/> (дата звернення 10.11.2023).

АНАЛІЗ ЧУВСТВИТЕЛЬНОСТІ ДЛЯ ЗАПРОЕКТНИХ АВАРІЙ ЕНЕРГОБЛОКА С ВВЭР-1200

*Гамагін М.В., Гордєєв Д.С., Полевої М.А., Ягов П.В.
АО ОКБ «ГІДРОПРЕСС», г. Подольськ*

В відповідності з вимогами російських і зарубіжних регулюючих органів [1], [2], [3] аналізи безпеки запроектованих аварій повинні супроводжуватися аналізом чутливості.

Результатом анализа чувствительности является определение степени влияния каждой из неопределенностей на исследуемые параметры.

В рамках данной работы была разработана методика проведения анализа чувствительности для запроектных аварий на примере аварии «Отключение различного числа главных циркуляционных насосных агрегатов с отказом по общей причине систем программируемой автоматики». Рассматриваемый режим был выбран исходя из условия достижения максимальной температуры оболочки твэл.

Предложенная методика включает в себя следующие основные этапы:

- составление перечня входных параметров, влияющих на результаты расчета;
- определение интервалов варьирования и характера законов распределения внутри этих интервалов;
- определение перечня ключевых (критериальных) параметров расчета, для которых проводится анализ чувствительности;
- определение необходимого числа выполняемых расчетов для обеспечения статистической достоверности результатов;
- выполнение расчетов;
- обработка и анализ расчетных данных, полученных после проведения наборов численных анализов.

Расчетный анализ режима выполнялся по программному комплексу «ТРАП-КС». Обработка статистических результатов расчета производилась с помощью программного пакета SUSAS, применяемого для выполнения анализов неопределенности и чувствительности.

Результатами анализа чувствительности, представленного в работе, являются:

- значения, характеризующие разброс критериальных параметров (максимальная температура оболочек, максимальное давление первого и второго контура);
- коэффициенты ранговой корреляции Спирмена;
- графики плотности распределения и графики распределений результатов расчета.

Література

1. Deterministic Safety Analysis for Nuclear Power Plants. Specific Safety Guide No.SSG-2 (Rev. 1), 2019.
2. НП-001-15, «Общие положения обеспечения безопасности атомных станций», Утверждены приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 17 декабря 2015 г. № 522
3. Руководство по безопасности при использовании атомной энергии «Рекомендации по оценке погрешностей и неопределенностей результатов расчетных анализов безопасности атомных станций» (РБ-166-20).

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ВЛИЯНИЯ КОНСТАНТНОЙ НЕОПРЕДЕЛЕННОСТИ УРАНА-238 НА ОСНОВНЫЕ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ РЕАКТОРА ТИПА ВВЭР-1200

Баранчикова А.О.¹, Исанов К.А.¹, Мантуров Г.Н.²

¹ИАТЭ НИУЯ МИФИ, г. Обнинск

²АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», г. Обнинск

В данной работе рассмотрена зависимость влияния константной неопределенности урана-238 на результаты нейтронно-физического расчета. При проектировании и обосновании новых реакторных установок важной составляющей является знание или определение следующих неопределенностей: методической, технологической и константой.

Методическая погрешность является погрешностью, связанной с методом и приближениями нейтронно-физического расчета, ее можно также разложить на групповую и гетерогенную неопределенность. Примерное значение и характер данной неопределенности может быть предсказан. Следующий вид неопределенности – технологический, обусловленный флуктуацией точности многих технологических параметров при изготовлении. Третий вид погрешности – константный, который зависит от экспериментальной базы. При переходе на новый вид топлива или топливный цикл, актуальной

становится проблема уточнения погрешности цененных ядерных данных.

В данной работе рассмотрено влияния неопределенности сечения радиационного захвата урана-238 на следующие функционалы: K_{inf} , K_{eff} , длительность кампании, влияние на наработку изотопов плутония и америция.

В качестве расчетной модели была выбрана реакторная установка типа ВВЭР-1200 [1, 2]. Расчет проводился на 26-ти групповом диффузионном двухмерном коде, со стандартной разбивкой библиотек по группам (по БНАБ). Был проведен стандартный расчет, определено обогащения для необходимого запаса реактивности на кампанию. В дальнейшем, проводилось поочередное возмущение групповых констант на $\pm 10\%$, параллельно фиксировались основные нейтронно-физические характеристики и сравнивались со стандартным вариантом рис 1.

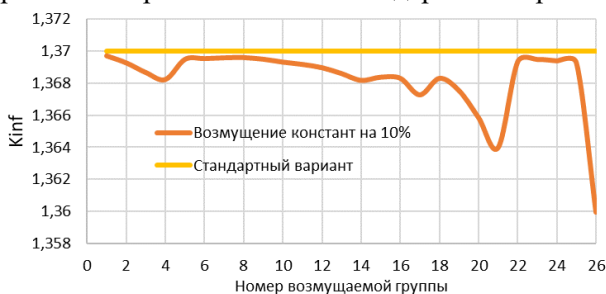


Рис. 1. Влияние возмущения групповых констант на функционал K_{inf}

После расчета отклонения каждого из функционалов после поочередного возмущения констант, была составлена функция чувствительности для каждого из функционалов.

Литература

1. Н.В. Ковалев, А. М. Прокошин и др. Использование плутония из отработавшего смешанного топлива РЕМИКС в реакторе БН-1200.- Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2023. - №1. – С. 70-71.

2. А.А. Андрианов, В.В. Коробейников и др. Оптимизационные исследования структуры ядерной энергетики России с реакторами на тепловых и быстрых нейтронах с использованием пакета MESSAGE. Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2010. - №2. – С. 160-163

СРАВНИТЕЛЬНЫЙ АНАЛИЗ НФХ ТВС РЕАКТОРА ВВЭР-1200 ПРИ ВНЕДРЕНИИ ТОРИЯ РАЗЛИЧНЫМИ СПОСОБАМИ

*Фирсов Е.И. Внуков Р.А.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, Обнинск*

С учётом ограниченности запасов урана в мире, целесообразно заблаговременно найти оптимальный способ использования всех доступных энергоносителей для ЯЭ, включая торий, как источник U^{233} .

Предполагается реализовать ключевую особенность топлива с торием – возможность выступать в роли выгорающего поглотителя нейтронов на начальной стадии топливной кампании, и в качестве воспроизводящего изотопа на всём её протяжении, эффективно используя нейтронный ресурс реактора. Нарбатываемый U^{233} , имеет НФХ схожие с Pu^{239} , отсутствует в природе и может быть наработан в течение топливной кампании. Таким образом рассмотрение ториевого топлива актуально с точки зрения продления топливной кампании [1].

На текущей стадии внедрение тория в ТВС (Z49, Z49A2, Z49B6, Z40D2 [2]) было произведено путём размещения полностью ториевых стержней в регулярной решётке взамен некоторых стержней с урановым топливом, при этом обогащение в оставшихся стержнях пересчитывалось таким образом, чтобы число делящихся ядер оставалось неизменным. Расположенный в твэгах гадолиний, в тех ТВС, где предусматривался, удалялся. Методика основана на последовательном увеличении доли тория в топливе и сравнении промежуточных и крайних конфигураций ТВС [3].

В модели данного исследования были приняты некоторые допущения: отсутствие моделирования частичных перегрузок, постоянная концентрация борной кислоты в теплоносителе на уровне 4г/кг.

Отслеживались следующие параметры: эффективный коэффициент размножения, для характерно отличных конфигураций ТВС отслеживались энерговыделение потвэльно, коэффициент воспроизводства, снят дифференцированный поток нейтронов. Сравнение изменённых ТВС с исходной представлено на рисунке 1.

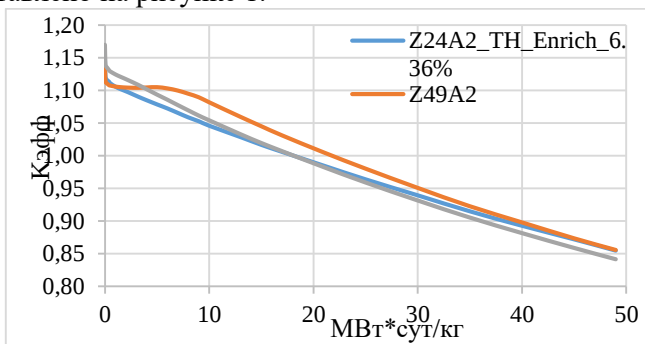


Рис 1. Сравнение ТВС с 72 ториевыми стержнями обогащения 4.95% и 6.36% с исходной ТВС

Для дообогащённых версий величина падения реактивности по отношению к исходной модели изменилось по модулю на +3, +3, -5, -11% соответственно для Z40D2, Z49A2, Z49B6, Z49, т.е. удалось снизить темп потери реактивности у модели Z49B6, Z49. У моделей Z40D2, Z49A2 темп потери реактивности оказался выше, чем у исходной.

В будущем планируется отследить совокупный эффект на модели активной зоны, состоящей из рассмотренных типов ТВС [2].

Литература

1. Алексеев С. В., Зайцев В. А. Торий в ядерной энергетике // Москва: Техносфера, 2014. - 288 с.
2. Хашламун Т.М. Р. С. Оптимизация параметров удлиненных топливных загрузок для реакторов ВВЭР-1000(1200) с целью

минимизации эксплуатационных затрат на АЭС: автореферат дис. кандидата технических наук: 05.14.03. - Москва, 2018. - 24 с.

3. Пономарев-Степной Н. Н., Лунин Г. Л., Морозов А. Г. [и др.] Легководный ториевый реактор ВВЭР-Т // Атомная энергия. – 1998. – Т. 85, вып. 4. – С. 263.

ВЛИЯНИЕ ИЗМЕНЕНИЯ ЭФФЕКТИВНОСТИ ТЯЖЕЛЫХ ЯДЕР НА КРИТИЧНОСТЬ ВО ВРЕМЯ ТОПЛИВНОЙ КАМПАНИИ НА АЭС

*Стогов В.Ю., Шарагин Н.А.
АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», г. Обнинск*

Данная работа посвящена более подробному раскрытию темы влияния различных изотопов на критичность реактора, которая была представлена авторами в докладе «Корректировка обогащения топлива при изменении изотопного состава топлива» [1]. В ней авторами была предложена методика по определению фактического обогащения топлива, применяя изотопную кинетику совместно с теорией малых возмущений, принципы которой описаны, например, в работах Марчука Г.И. [2].

Авторами был произведен анализ, во время которого встала необходимо проводить оценку реакторных характеристик, решая прямые и сопряженные уравнения, для этого использовалось комплекс программ TRIGEX [3]. В качестве модели был выбран БН-800. Данный тип реактора был выбран так как реакторы, работающие на быстрых нейтронах, имеют сравнительно малые запасы реактивности, а также предполагается возможность использовать плутоний различного качества, поэтому существуют повышенные требования к критическим параметрам и точности расчетов.

Анализ показал, что эффективность изотопа, то есть изменение критичности реактора при внесении 10^{24} атомов этого изотопа в некоторую область реактора, во время топливной кампании может оказать как незначительное влияние на критичность, так и то, что требует особого внимания при расчете изотопного состава топлива. Так, например, итоговая

эффективность, то есть с учетом дочерних продуктов, плутония 240 к концу топливной компании увеличилась. Хотя сама эффективность плутония 240 незначительно снижалась на протяжении всей работы реактора, но образовавшийся при этом плутоний 241 внес существенный вклад, скомпенсировав падение и дав рост эффективности.

Литература

1. В.Ю. Стогов, И.В. Бурьевский, О.С. Гурская, Л.В. Коробейникова, Н.А. Шарагин, Корректировка обогащения топлива при изменении изотопного состава топлива // XVI Международная конференция «Безопасность АЭС и подготовка кадров», – Обнинск 2023 год.
2. Г.И. Марчук Методы расчета ядерных реакторов. М.: Госатомиздат, 1961 год.
3. А.С. Серегин, Т.С. Кислицина, А.М. Цибуля, Аннотация комплекса программ TRIGEX.04: Препринт ФЭИ – 2846, Обнинск, 2000 год.

ГЕТЕРОГЕННОЕ ВЫЖИГАНИЕ МИНОРНЫХ АКТИНИДОВ В РЕАКТОРЕ ТИПА БН-1200

Исанов К.А.¹, Колесов В.В.¹, Кушнир Н.О.²

¹ИАТЭ НИУЯ МИФИ, г. Обнинск

¹НИЦ Курчатовский институт, г. Москва

В данной работе рассмотрена проблема накопления минорных актинидов (МА) и предложены методы гетерогенного выжигания. По мере развития атомной промышленности и увеличения вырабатываемых мощностей, все более актуальной становится проблема нарабатываемых минорных актинидов. Концепции замкнутого цикла не подразумевают вовлечения минорных актинидов, в отличие от плутония. Дополнительным фактором является переход на ремикс/мокс топлива, при котором удельные объемы наработки минорных актинидов увеличатся. В совокупности всех данных факторов, проблема нарабатываемых и наработанных на данный момент минорных актинидов становится все более актуальной.

Рассмотрим подходы с выжиганием минорных актинидов. На данный момент предложено много концепций выжигания МА в быстрых реакторах [1]. Различают, как и по методу расположения МА – в активной зоне или в зоне воспроизводства, так и размещение МА - гомогенно и гетерогенно. Также есть подходы с предложенным вариантом внутрикассетной гетерогенностью [2].

Предлагаемый авторами вариант выжигания минорных актинидов заключается в создании гетерогенных структур в активной зоне реактора типа БН-1200. Под гетерогенными структурами подразумевается создание отдельных ТВС с минорными актинидами – ТВСМА рис. 1.

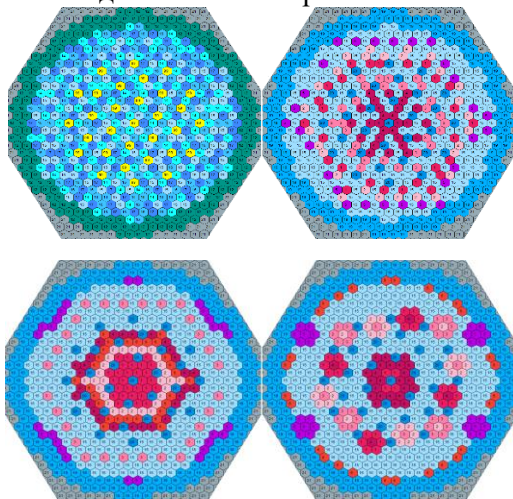


Рис. 1. Варианты гетерогенно выжигания МА в реакторе типа БН-1200

Литература

1. Коробейников В.В., Колесов В. В., Игнатьев И.А. Расчётное моделирование выжигания минорных актинидов в реакторе типа БН-600 с топливом без урана и плутония // Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. - 2022. - №3. - С. 134-145.
2. Котов Я.А., Невиница В.А., Фомиченко П.А. Выжигание Минорных Актинидов в реакторе типа БН-1200 с

использованием твс с внутрикассетной гетерогенностью // Вопросы атомной науки и техники. серия: Ядерно-реакторные константы. - 2023. - №2. - С. 102-110.

ИССЛЕДОВАНИЯ РАСЧЁТОВ ВЫГОРАНИЯ ПО ПРОГРАММНЫМ КОМПЛЕКСАМ WIMS И MCNP

*Егоров Г. О., Мантуров Г.Н.
АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», г. Обнинск*

В настоящее время активно рассматриваются различные вопросы, связанные с выгоранием и трансмутацией топливных актинидов в реакторах на быстрых и тепловых нейтронах. После достижения определённой глубины выгорания дальнейшее использование топлива, без каких-либо модификаций становится невозможным. Однако отработавшее ядерное топливо (ОЯТ) может успешно перерабатываться и рециклироваться, тем самым повышая эффективность использования энергии, содержащейся в добываемом ядерном топливе. Плутоний, извлекаемый из ОЯТ и его использование в МОКС топливе, совместно с ураном позволяет достигать более глубокие выгорания.

В работе проведены расчётные исследования выгорания по детерминистической программе WIMS [1] и прецизионной программе MCNP, на примере расчёта двух бенчмарков PURECY A и B [2] с уран-плутониевым МОКС топливом. Это «pin-cell» ячейки – модели легководных сборок по переработке плутония с низким и высоким содержанием плутониевых изотопов.

Расчёты проводились с использованием библиотеки ядерных данных ENDF/B-VII, которая является стандартной для комплексов WIMS и MCNP.

Рассчитывались значения k_{eff} и изменение концентраций топливных изотопов после 1306 дней облучения (21 временных шагов выгорания).

На рисунке 1 приведён график рассчитанных значений k_{eff} по шагам выгорания, а в таблице 1 представлены результаты расчёта изменения концентраций топливных актинидов для

бенчмарка PURECY(A) на останньому кроці вигорання по програмам WIMS і MCNP для холодного стану.

Отримані результати показують, що в холодному стані розходження в розрахунках вигорання по програмним комплексам WIMS і MCNP не перевищують 8% по висхідним ізотопам плутонію. В подальшому дослідження будуть продовжені з залученням нових даних.

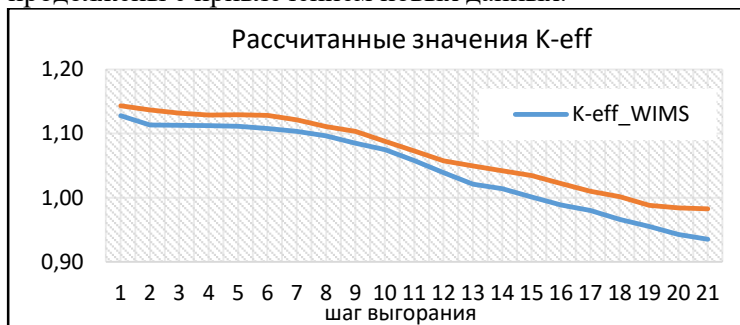


Рис. 1. Порівняння розрахованих значень k-eff

Табл. 1. Результати розрахунків зміни концентрацій актиноідів для бенчмарка PURECY(A) [мг./г. т.а.]

Нуклід	WIMS	MCNP	Δ , %
U-234	8.64E-02	8.34E-02	3.52
U-235	3.03E+00	2.95E+00	2.41
U-236	6.18E-01	6.24E-01	-0.97
U-238	7.57E+02	7.58E+02	-0.07
Np-237	2.20E-01	2.11E-01	4.41
Pu-238	1.47E+00	1.37E+00	7.49
Pu-239	1.02E+01	9.58E+00	6.72
Pu-240	1.00E+01	9.74E+00	3.11
Pu-241	5.43E+00	5.52E+00	-1.61
Pu-242	7.86E+00	7.72E+00	1.80

Література

1. WIMS: <https://www-ds.iaea.org/wimsd/downloads2.htm>
2. <https://www-nds.iaea.org/wimsd/benchmarks.htm>

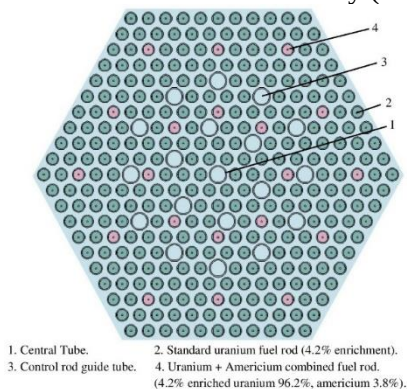
UTILIZATIONS OF AMERICIUM AS FUEL IN VVER-1200 REACTOR

Nishad MD Akib Al, Terekhova A.M.

IATE NRNU MEPhI, Obninsk

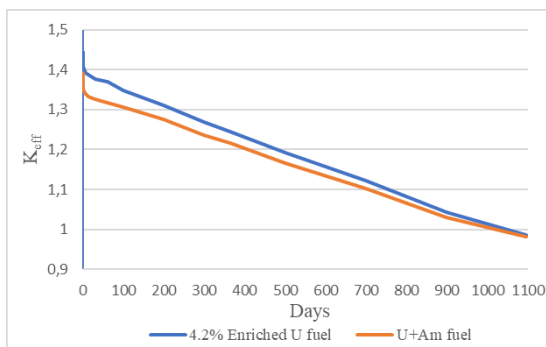
Utilization of americium as a fuel promises to enhance the efficiency and longevity of nuclear power plants while reducing nuclear waste. The three primary isotopes of americium: ^{241}Am , ^{242}Am , and ^{243}Am , can be efficiently extracted from spent nuclear fuel. Studies show that, these nuclides have significant fission potential and possess the advantage of not requiring a large critical mass for effective utilization.

This study employs a mixture of AmO_2 , that includes all three of these isotopes, along with standard uranium fuels to accomplish this purpose. The combined fuel is subsequently loaded into 20 fuel rods within a standard VVER-1200 reactor assembly (Pic.1).



Pic. 1. Horizontal cross section of VVER-1200 fuel assembly model

It undergoes a burnup process for three years in the reactor core. The calculation is conducted using the SERPENT code [1]. A comparative analysis between the performance of this combined fuel and that of a typical VVER-1200 fuel assembly is presented below.



Pic. 2. Variation of effective multiplication factor over time

From the graph, we can see that after three years of burning, the final effective multiplication factor remains nearly constant and it also helps to compensate the initial excess reactivity, which indicates the potentiality of americium as burnable absorber. This represents another advantage of utilizing americium as a fuel (Pic.2).

In the context of utilizing americium with a diverse range of compositions, another concept involves transmutation using accelerator-driven systems (ADS). In this approach, americium nitride is used as the fuel material. This choice is motivated by the advantages of nitride fuel, which not only accommodates various minor actinides but also exhibits superior thermal and neutronic properties [2].

References

1. Leppänen J. Serpent – a Continuous-energy Monte Carlo Reactor Physics Burnup Calculation Code. VTT Technical Research Centre of Finland. (June 18, 2015).
2. Akabori M., Minato K., Arai Y. Nitride fuel and pyrochemical process developments for transmutation of minor actinides in JAERI// Nuclear Energy Agency of the OECD (NEA): Organisation for Economic Co-Operation and Development - Nuclear Energy Agency, 2005.

ЗАДАЧА РАСЧЁТНОГО СОПРОВОЖДЕНИЯ РЕАКТОРА НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ С НАТРИЕВЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ В АО «ГНЦ РФ-ФЭИ»

Яковлева В.В.

АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», г. Обнинск

На сегодняшний день около 20% электроэнергии России вырабатывается атомными станциями. Наиболее перспективной частью развития атомной отрасли можно считать развитие и совершенствование реакторов на быстрых нейтронах.

АЭС с реакторами такого типа за счёт воспроизводства ядерного топлива могут помочь решить проблему ограниченности топливных ресурсов, возникающую из-за растущих потребностей развивающейся атомной энергетики.

Расчётное сопровождение является важной частью процесса эксплуатации реактора и выполняется для каждой его микрокампании (МКК).

Для реактора БН-800 расчёт выполняется на основе нового кода BNcode, разработанного специалистами АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», при этом расчётное сопровождение для реактора БН-600 выполняется с помощью системы ModExSys [1], накопленная база данных которой содержит в себе информацию о жизненном цикле сборок РУ БН-600 с 39 по 86МКК.

В текущей работе даётся краткое описание реакторов на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем, в частности БН-600 [2] и БН-800, а также рассматривается основная задача сопровождения реактора БН-600, цель которой – обоснование безопасной работы реактора. В дополнение к этому проводится расчёт микрокампании в системе ModExSys с целью контроля непревышения проектных характеристик.

На основе анализа данной темы и исследования полученных результатов расчёта можно сказать, что проведение нейтронно-физических расчётов помогает обеспечить надёжность и безопасную эксплуатацию реакторной установки.

При этом накопленная база данных даёт возможность изучать нейтронно-физические характеристики в каждой конкретной

МКК, вирішувати ряд додаткових завдань, в тому числі задачу навчання молодих спеціалістів.

Література

1. Зарапина Е. М., Стогов В.Ю., Мишин В.А., Хныкіна Е.С. *Розрахункові інструменти, застосовувані в супроводженні діючих швидких реакторів* // *Вісник вузів. Ядерна енергетика*. №2. – Обнинськ, 2023.
2. Лескін С.Т., Шелегов А.С. *Навчальний посібник по курсу «Ядерні енергетическі реактори»*. – Обнинськ: ІАТЭ, 2008.

ОДНОКОМПОНЕНТНЫЙ ЗАМКНУТЫЙ ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ РЕАКТОРА ТИПА ВВЭР-1200 НА ЭНЕРГЕТИЧЕСКОМ ПЛУТОНИИ ИЗ ОЯТА

Исанов К.А.¹, Колесов В.В.¹, Кушнир Н.О.²

¹ІАТЭ НІУЯ МІФІ, г. Обнинськ

²ІНЦ Курчатівський інститут, г. Москва

В даній роботі розглянута проблема накоплення енергетического плутонія в запасів відпрацьованого ядерного палива (ОЯТ) і запропоновані методи вовлечення і вижигання плутонія в одноконтентному відкритому і замкненому паливному циклі реактора типу ВВЭР-1200.

Проблема накоплення енергетического плутонія і необхідність його повторного вовлечення в паливний цикл отримує нову актуальність [1]. Це обґрунтовується зближенням строків заповнення сховища відпрацьованого ядерного палива (ХОЯТ) на гірно-хіміческому комбінаті (ГХК). Наступним етапом розвитку атомної енергетики є перехід на двоконтентний паливний цикл в зв'язках швидкий реактор – тепловий реактор [2]. Но введення в експлуатацію першого промислового швидкого реактора великої потужності – БН-1200 планується тільки в 30-их роках цього століття. В швидких реакторах можливо покращення якість плутонія – “облагораживання плутонія”, но враховуючи високий коефіцієнт виробництва активної зони (КВА) близького к

единице, выжигания плутония в быстрых реакторах становится не целесообразным, ввиду длительности процесса.

Проблему накопленных запасов энергетического плутония предлагается решить организацией однокомпонентного открытого или замкнутого топливного цикла.

В замкнутом топливном цикле – определялась подпитка МОКС топливом на каждый цикл до выхода топлива в стационар рис 1. Определено время выхода в стационар. Определена подпитка энергетическим плутонием из запасов после выхода топлива в стационар. Определено количество реактор-лет работы в таком режиме, оценена экономия природных запасов урана, а также эффективность выжигания плутония в осколки деления (РАО) и оценка обременения минорными актинидами, сравнение с вариантом открытого цикла.

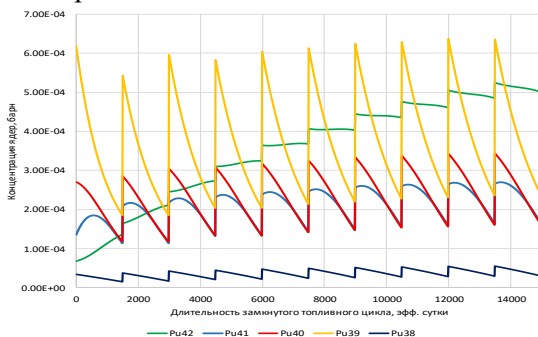


Рис. 1. Нуклидная динамика плутония в замкнутом топливном цикле

Литература

1. Н.В. Ковалев, А. М. Прокошин и др. Использование плутония из отработавшего смешанного топлива РЕМИКС в реакторе БН-1200. - Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2023. - №1. – С. 70-71.
2. А.А. Андрианов, В.В. Коробейников и др. Оптимизационные исследования структуры ядерной энергетики России с реакторами на тепловых и быстрых нейтронах с использованием пакета MESSAGE. Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2010. - №2. – С. 160-163.

СРАВНЕНИЕ НАКОПЛЕНИЯ МИНОРНЫХ АКТИНИДОВ И ПЛУТОНИЯ В УРАН-ПЛУТОНИЕВОМ И ТОРИЙ-УРАНОВОМ ОТКРЫТЫХ И ЗАМКНУТЫХ ЦИКЛАХ

Чекаленко М.Е.¹, Исанов К.А.², Егоров М. Ю.¹, Галкин Н.Д.¹

¹СПбГУАП, г. Санкт-Петербург

²ИАТЭ НИУЯ МИФИ, г. Обнинск

В данной работе проведен сравнительный анализ накопления минорных актинидов и плутония в уран-плутониевом и торий-урановом открытых и однократно замкнутых циклах. Проблема накопления минорных актинидов приобретает новую актуальность, в следствии развития атомной промышленности и увеличения реакторных установок, и как следствие, объемах выгружаемого отработавшего ядерного топлива (ОЯТ). Основную проблему накопленного ОЯТа составляют изотопы плутония и минорных актиниды (МА) – нептуний, америций и кюрий. Разрабатываются стратегии дальнейшего вовлечения плутония из ОЯТ обратно в топливный цикл, но данные стратегии по замыканию топливного цикла не подразумевают повторного вовлечения МА, по крайней мере на данном этапе [1]. Таким образом, на этапах, пока не происходит вовлечение МА в топливный цикл, актуальной задачей становится минимизация их накопления.

Альтернативой уран-плутониевому топливному циклу является торий-урановый цикл. Данный цикл обладает рядом преимуществ, но в данной работе проведено обоснование с точки зрения минимизации накопления МА и плутония, при переходе на открытый или замкнутый торий-урановый топливный цикл.

В качестве расчетной модели был выбран реактор типа ВВЭР-1200. Были определены необходимые обогащения урана-233 и урана-235 для ториевого и уранового топлива соответственно, для топливной кампании в 1500 эффективных суток. В дальнейшем, было определено изменение нуклидного состава в течении кампании для каждого из топливных циклов рис. 1. На основе изменения нуклидной динамики произведены оценки накопления МА и плутония в каждом из циклов табл. 1. Также было смоделировано вовлечение уранового и плутониевого

регенерата в замкнутый торий-урановый и уран-плутониевый циклы соответственно [2]. Обогащение по регенерату повторно подобрано до нужного запаса реактивности для топливной кампании длительностью 1500 эффективных суток. Определено изменение нуклидного состава и накопления урана, нептуния, плутония и америция при циркуляции регенерата в замкнутых торий-урановом и уран-плутониевом циклах.

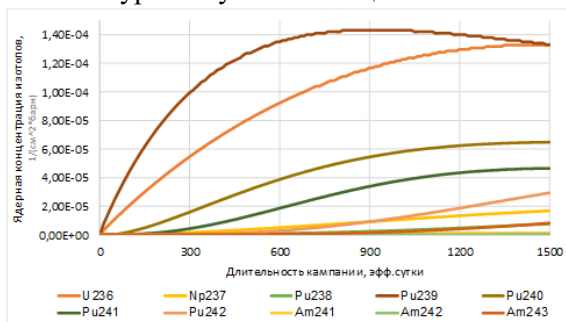


Рис. 1. Нуклидная динамика основных изотопов в уран-плутониевом цикле

Табл. 1 Концентрации урана, нептуния, плутония и америция в открытом топливном цикле, $1/(см^2 \cdot барн)$

Накопленные изотопы	Топливные циклы	
	Уран-плутониевый	Торий-урановый
U233	-	4,05E-04
U234	-	1,06E-04
U235	-	2,85E-05
U236	1,33E-04	6,44E-06
Np237	1,68E-05	6,27E-07
Pu238	7,97E-06	1,92E-07
Pu239	1,33E-04	2,35E-08
Pu240	6,47E-05	6,09E-09
Pu241	4,69E-05	6,09E-09
Pu242	2,97E-05	5,86E-10
Am241	1,54E-06	4,31E-11
Am242m	1,46E-08	3,70E-13
Am243	8,39E-06	7,88E-11

Також проведена оцінка накоплення америція при подальшій видержці обробленого ядерного палива в результаті розпаду накопленого плутонію-241. Оцінена удільна активність і тепловиділення ОЯТ при відкритому і замкненому торій-урановому і уран-плутонієвому паливних циклах.

Література

1. Маршалкін В.Е Переваги замкнутого торій-уран-плутонієвого паливного циклу ядерної енергетики майбутнього над сучасним уран-плутонієвим циклом // Проблеми атомної науки і техніки. Серія: Фізика ядерних реакторів. – 2019. – №4. – С. 19-38.

3. Н.В. Ковалев, А. М. Прокошин і др. Використання плутонію з обробленого змішаного палива РЕМИКС в реакторі БН-1200. – Вісники вузів. Ядерна енергетика. – 2023. - №1. – С. 70-71

ІСЛІДОВАНИЕ ВЛИЯНИЯ УЖЕСТОЧЕНИЯ СПЕКТРА ВВЭР СО СПЕКТРАЛЬНЫМ РЕГУЛИРОВАНИЕМ НА УВЕЛИЧЕНИЕ НАКОПЛЕНИЯ МИНОРНЫХ АКТИНИДОВ

Галкин Н.Д.¹, Исанов К.А.², Егоров М. Ю.¹, Чекаленко М.Е.¹

¹СПбГУАП, г. Санкт-Петербург

²ИАТЭ НИУЯ МИФИ, г. Обнинск

В даній роботі розглянута проблема збільшення нараховуваних меншорних актинідів при переході на спектральне регулювання в реакторах типу ВВЭР. Спектральне регулювання – зміна спектра за допомогою зменшення уран-водного співвідношення або зміни уповільнюючих властивостей води (розбавлення важкої водою). Спектральне регулювання має ряд переваг, більш значимі з них - економічне використання природного урана і можливість продовження паливної кампанії. Але у спектрального регулювання є свої недоліки, один з

которых – увеличение наработки минорных актинидов (МА) и плутония [1].

Проблема накопленного плутония и минорных актинидов в запасе отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) является актуальной. Замыкание топливного цикла требует повторного вовлечения плутония и минорных актинидов. Но при переходе на спектральное регулирование скорости накопления последних увеличиваются.

В работе было рассчитано четыре варианта топливной кампании стандартного ВВЭР и трех вариантов ВВЭР с тяжеловодным спектральным регулированием с разным соотношением концентраций тяжелой и легкой воды и, как следствие, со спектрами различной жесткости табл 1.

Табл. 1. Влияние спектрального регулирования на нейтронно-физические характеристики

Нейтронно-физическая характеристика на начало кампании	Варианты спектрального регулирования			
	Стандартный ВВЭР 100% легкой воды	Спектральное регулирование 75% легкой воды	Спектральное регулирование 66% легкой воды	Спектральное регулирование 50% легкой воды
K _{inf}	1.369	1.322	1.299	1.240
КВ	0.449	0.501	0.526	0.581
Жесткость спектра	0.084	0.073	0.069	0.059

Также в работе было рассчитано изменение K_{inf} и K_{eff} в течение кампании. Определено изменение нуклидного состава для каждого из вариантов. Определено влияние жесткости спектра на изменение скоростей реакций, а также на накопления нептуния, плутония и америция. Были определены основные спектральные индексы – жесткость спектра и средняя энергия спектра Максвелла. Приведены усредненные сечения по спектру. Также для каждого из вариантов представлено изменение непосредственно самого спектра [2].

Помімо оцінки збільшення накоплення непуція, плутонія і америція (рис 1.) була зроблена оцінка по збільшенню накопленого америція посередством розпаду плутонія-241 при довгострочної видержки ОЯТ. Розглянуто змінення накоплення плутонія-241 і америція (всех ізотопів).

ИССЛЕДОВАНИЕ ВОЗМОЖНОСТИ ПРОДЛЕНИЯ ТОПЛИВНОЙ КАМПАНИИ В ТЕПЛОВЫХ РЕАКТОРАХ ЗА СЧЁТ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ЦИРКОНИЕВЫХ ВЫТЕСНИТЕЛЕЙ

Воронцова А.А., Внуков Р.А.

ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск, Россия

На данный момент подходы к снижению реактивности с использованием спектрального регулирования являются весьма актуальным вопросом, поскольку удачная схема реализации может продлить кампанию [1]. Существуют различные методы его осуществления [2].

Данная работа посвящена исследованию возможности использования вытеснителей для компенсации избыточной реактивности в начале кампании. Модель представлена на рисунке 1. За основу была взята ТВС ВВЭР-1200, в которой убраны направляющие и измерительный каналы. Циркониевые стержни-вытеснители с варьируемым диаметром размещались в межствольном пространстве.

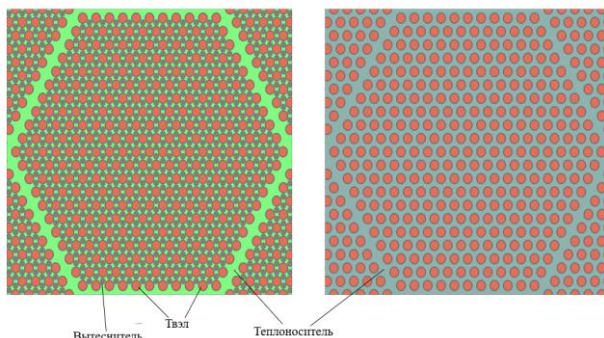


Рис.1 Модель ТВС ВВЭР-1200, используемая в расчетах

В течении кампании радиус стержней уменьшался с 2.5 мм до 0 с шагом 0.5 мм. В теплоносителе присутствует борная кислота, концентрация которой меняется в зависимости от времени так, чтобы $k_{\text{беск}}=1.000$. Изменение радиуса вытеснителей происходило в момент, когда концентрация борной кислоты приближалась к 0 г/см^3 .

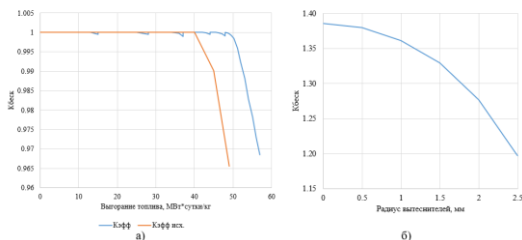


Рис.2. Зависимость коэффициента размножения нейтронов от величины: выгорания топлива (а), радиуса вытеснителя (б)

Применение данной схемы регулирования позволило продлить кампанию реактора на 16%. Расчет влияния радиуса вытеснителей на $k_{\text{беск}}$ показал, что увеличение радиуса приводит к уменьшению $k_{\text{беск}}$, при этом компенсация растет нелинейно. Результаты представлены на рисунке 2.

Для оценки безопасности модели были проведены расчеты плотностного и доплеровского эффектов реактивности. Для этого рассматривались составы в начале, середине и конце кампании.

Пустотный эффект сохраняется отрицательным в течении всей кампании, в конце кампании наблюдается большее его снижение при уменьшении радиуса вытеснителей. Отрицательный эффекта Доплера ниже у измененной модели.

Литература

1. Элазака А. Методики спектрального регулирования в реакторах с водой под давлением: дис. канд. техн. наук: 05.14.03. – НИЯУ МИФИ, Москва, 2022 – 180 с.
2. Вин Т. Сравнительный анализ эффективности использования различных схем спектрального регулирования

запаса реактивності в реакторах на теплових нейтронах: автореферат дис. канд. тех. наук: 05.14.03 – Москва, 2013 – 19с.

3. Внуков Р.А., Колесов В.В., Жаворонкова И.А., Котов Я.А., Праманик М.М. Влияние размещения выгорающего поглотителя на нейтронно-физические характеристики тепловыделяющей сборки ВВЭР-1200 // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2021. – №2. – С.27-37. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2021.2.03>

ОБЗОР БЕНЧМАРКОВ, ТЕСТОВЫХ ЗАДАЧ И ОПУБЛИКОВАННЫХ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ДАННЫХ, ПОСВЯЩЕННЫХ НЕЙТРОННО- ФИЗИЧЕСКИМ ИССЛЕДОВАНИЯМ ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНЫХ РЕАКТОРОВ

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

Высокотемпературный газоохлаждаемый реактор (ВТГР) на основе микротоплива является одним из перспективных типов ЯЭУ, входящих в Поколение IV. В настоящее время в мире рядом стран с высоким уровнем развития ядерной энергетики ведутся разработки ВТГР малой и средней мощности модульного типа с двумя различными типами конструкций активной зоны: с использованием шаровых топливных элементов и с призматическими ТВС. Реакторы такого типа обладают принципиальными преимуществами по безопасности, связанными с отсутствием плавления активной зоны при авариях с потерей теплоносителя. Кроме того, высокая температура теплоносителя на выходе из активной зоны в реакторах данного типа позволяет достигать высокого значения КПД, что в свою очередь позволяет более эффективно использовать энергоресурсы и снижать тепловое воздействие электроэнергетики на окружающую среду. Помимо высокого значения КПД, высокие температуры теплоносителя в реакторах ВТГР позволяют эффективно использовать тепло, вырабатываемое реакторами, в технологических процессах,

таких как получение водорода, металлургия, нефтепереработка, опреснение морской воды и др., расширяя при этом сферы применения атомной энергетики.

Приводится обзор международных бенчмарков, тестовых задач и опубликованных экспериментальных данных, посвященных нейтронно-физическим исследованиям высокотемпературных реакторов. Обсуждаются проведенные и опубликованные авторами результаты расчетов. Рассматривается ряд ключевых особенностей моделирования реакторов данного типа.

«Работа выполнена в рамках Госзадания (проект FSWU-2022-0016) при поддержке Министерства науки и высшего образования РФ»

«Работа выполнена при поддержке программы Приоритет 2030.»

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПЕРЕНОСА НЕЙТРОННОГО ИЗЛУЧЕНИЯ В РАДИАЦИОННОЙ ЗАЩИТЕ С ПОМОЩЬЮ НЕАНАЛОГОВОГО МОДЕЛИРОВАНИЯ МОНТЕ-КАРЛО ПО ПРОГРАММЕ MCSU

*Бриткина В.С., Тихомиров Г.В., Богданова Е.В.
НИЯУ «МИФИ», г.Москва*

С использованием ядерной энергетики неразрывно связаны проблемы безопасного обращения с радиоактивными отходами (РАО) и отработавшим ядерным топливом (ОЯТ), так как в процессе работы ядерной энергетической установки (ЯЭУ) образуются продукты деления и актиноиды в топливе, активируются конструкционные материалы. ОЯТ и РАО необходимо извлекать и безопасно захоранивать, предварительно доставляя топливо на перерабатывающие предприятия. Для обеспечения безопасности персонала и населения при обращении с РАО и ОЯТ необходимо проводить ряд расчетов по обоснованию их радиационной и ядерной безопасности, на основе которых корректируется на стадии проектирования конструкция транспортного упаковочного контейнера (ТУК), ослабляющего излучение, и определяется

допустимое количество загружаемых в ТУК отработавших тепловыделяющих сборок (ОТВС).

Для моделирования переноса излучения используются различные компьютерные коды, разделяющиеся на инженерные и прецизионные, которые включают детерминистические и использующие метод Монте-Карло [1].

Инженерные программы в силу используемых приближений требуют, чтобы ячейка расчетной сетки имела размеры порядка нескольких длин диффузии в среде, кроме того, была однородной по составу, поэтому такие программы не позволяют рассчитывать модели со сложной геометрией, чтобы приводит к значительным погрешностям расчетных величин. Детерминистические программы могут использовать более мелкую расчетную сетку, сводя погрешности моделирования к минимуму, однако при задании очень густой сетки задача будет сходиться очень медленно или не сходиться вообще. С этой точки зрения, программы Монте-Карло оказываются наиболее предпочтительными, так как позволяют учесть любые неоднородности в модели. По этой причине в обосновании ядерной и радиационной безопасности радиационно-опасных объектов широкое распространение приобрели именно использующие метод Монте-Карло программы. Однако данные программы характеризуются статистической ошибкой, которая обратно пропорциональна квадратному корню из числа моделируемых частиц. Следовательно, для достижения той же самой точности измерений за радиационной защитой, ослабляющей излучение в 10^6 , необходимо увеличивать число частиц источника в 10^6 раз, а значит, если без значительного ослабления излучения расчет занимал минуту, то теперь около 12 дней. В связи с этим возникает необходимость применения методов неаналогового моделирования в задачах расчета переноса излучения в радиационной защите. Данные методы заменяют реальную плотность вероятности нахождения частицы в фазовом пространстве на смещенную, исходя из ценности частицы с точки зрения детектирования, либо искусственно увеличивают число частиц с введением веса частицы для сохранения общего математического ожидания и тем самым уменьшают время вычисления при той же достигаемой точности.

В данной работе выполнен краткий обзор методов неаналогового моделирования, которые применяются в разных программах, использующих метод Монте-Карло [2-4]. Показана эффективность неаналогового моделирования по сравнению с аналоговым моделированием по программе MCU на примере расчета толстой многослойной радиационной защиты толщиной более 9 метров, ослабляющей нейтронное излучение на 11 порядков. В качестве метода неаналогового моделирования использовался метод геометрического расщепления по ценности. Расчеты аналоговым и неаналоговым методами показали, что для получения результатов расчета объемного потока нейтронов с одинаково хорошей точностью (относительным среднеквадратичным отклонением, меньшим 0,5%) нужно потратить около 10 часов на расчет неаналоговым методом на ПК и более 200 часов на 10 процессорах на расчет аналоговым методом. Соответственно, вычисленный показатель эффективности FOM, обратно пропорциональный квадрату относительного среднеквадратичного отклонения и времени вычисления, для неаналогового и аналогового методов различается на 5-20 порядков.

Литература

1. Гуревич М. И., Шкаровский Д. А. Расчет переноса нейтронов методом Монте-Карло по программе MCU //М.: НИЯУ МИФИ. – 154 с. – 2012.
2. Leppänen J. Response matrix method-based importance solver and variance reduction scheme in the serpent 2 Monte Carlo code //Nuclear Technology. – 2019.
3. Hu Y., Yan S., Qiu Y. Implementation and benchmarking of the local weight window generation function for OpenMC //Nuclear Engineering and Technology. – 2022. – Т. 54. – №. 10. – С. 3803-3810.
4. Hoogenboom J. E., Légrády D. A critical review of the weight window generator in MCNP //Proc. Monte Carlo 2005 Topical Meeting: The Monte Carlo Method–Versatility Unbounded in a Dynamic Computing World. – 2005. – С. 17-21.

ИССЛЕДОВАНИЕ ВОВЛЕЧЕНИЯ УРАНОВОГО РЕГЕНЕРАТА ИЗ ЗАПАСОВ ОЯТ В ЗАМКНУТЫЙ ОДНОКОМПОНЕНТНЫЙ ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ РЕАКТОРА ТИПА ВВЭР-1200

Кушнир Н.О.¹, Исанов К.А.², Колесов В.В.²

¹НИИЦ Курчатовский институт, г. Москва

²ИАТЭ НИУЯ МИФИ, г. Обнинск

В данной работе рассмотрена проблема накопления отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) и эффективность вовлечения регенерата урана из запасов ОЯТ. На данный момент на ГХК накоплено порядка 20 000 тонн ОЯТ [1], большая часть которого представляет собой уран-238, уран-235 и уран-236, а также изотопы плутония. Методом разделения изотопов из ОЯТ выделяют энергетический плутоний, а также регенерат урана, с концентрацией делящегося изотопа 235 на уровне 1%-1,5%, в зависимости от начального обогащения топлива и глубины выгорания. Данный вид урана имеет более высокое обогащение по урану-235 по сравнению с природным. Таким образом, повторное вовлечение регенерата урана-235 в топливный цикл является целесообразным с точки зрения экономии природных запасов урана. Изотопный состав ОЯТ реактора типа ВВЭР представлен в таблице 1.

Табл. 1 Изотопный состав ОЯТ реактора типа ВВЭР (U^{238} не приведен)

Изотоп	U^{235}	U^{236}	Pu^{238}	Pu^{239}	Pu^{240}	Pu^{241}	Pu^{242}	ΣU	ΣPu
Конц. изот., %	32,7	21,45	1,04	24,64	11,71	5,15	3,22	54,24	45,76

Далее проводился расчет замкнутого однокомпонентного топливного цикла на примере реактора типа ВВЭР-1200 [2, 3]. Расчет проводился итерационно. После каждой топливной кампании выгружался нуклидный состав и происходила подпитка регенерированным ураном из запасов ОЯТ с характерным для него составом. Определена необходимая

концентрация подпитки ураном из ОЯТ на начало цикла, а также после выхода в стационар.

Определены основные нейтронно-физические характеристики. Проведено сравнение со стандартным вариантом. Проведена оценка длительности вовлечения регенерированного урана из запасов ОЯТ и эффект по экономии природного урана, а также определен состав плутония после выхода топлива в стационарный топливный цикл.

Литература

1. Nuclear Energy Data NEA No. 7608. OECD – 2022.
2. Н.В. Ковалев, А. М. Прокошин и др. Использование плутония из отработавшего смешанного топлива РЕМИКС в реакторе БН-1200. - Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2023. - №1. – С. 70-71.
3. А.А. Андрианов, В.В. Коробейников и др. Оптимизационные исследования структуры ядерной энергетики России с реакторами на тепловых и быстрых нейтронах с использованием пакета MESSAGE. Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2010. - №2. – С. 160-163.

ИССЛЕДОВАНИЕ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК РЕМИКС ТОПЛИВА НА ОСНОВЕ РЕГЕНЕРАТА ИЗ ЭНЕРГЕТИЧЕСКОГО ПЛУТОНИЯ В РЕАКТОРЕ ТИПА ВВЭР-1200

Донец А.С.¹, Исанов К.А.², Гончарова Н.М.¹

¹*СПбГУАП, г. Санкт-Петербург*

²*ИАТЭ НИУЯ МИФИ, г. Обнинск*

В данной работе рассмотрена проблема накопления плутония в составе отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) и возможность дальнейшего повторного вовлечения регенерата из плутония в топливный цикл. На данный момент по различным оценкам в России накоплено до 300-400 тонн энергетического плутония разного качества, часть которого хранится в хранилищах отработавшего ядерного топлива (ХОЯТ) на горно-химических комбинатах (ГХК).

Розличають два підходу к повторному вовлеченню плутонія в топливний цикл: РЕМИКС- і МОКС-топлива. РЕМИКС-топливо являється сумішшю плутонія из ОЯТ и обогашеного урана, в отличии от МОКС-топлива, где смесь плутониевого регенерата добавляется к природному или обедненному урану. РЕМИКС-топлива вследствие наличия подпитки обогашенным ураном требует меньшее количество плутонія, но пропорции смешивания могут различаться.[1]

Вовлечение плутонія в цикл приобретает новую актуальность по нескольким причинам. Во-первых, к 2039 году все хранилища ОЯТ на ГХК будут заполнены. Требуется вовлечения накопленных запасов в цикл, с дальнейшим переводом ОЯТ в РАО, выдержка и хранение которых составляет меньшую проблему и длительность, и дальнейшей перспективой остекловывания и захоронения. Во-вторых, по мере развития атомной энергетики увеличивается спрос на природный уран, в т.ч. по разным оценкам на сегодняшний день израсходовано порядка 25% природного урана из имеющихся запасов. [2]

В качестве плутониевого регенерата выбрал энергетический плутоний из ОЯТ ВВЭР, с характерным составом, представленным в табл. 1.

В дальнейшем рассчитано стандартное уран-оксидное и МОКС-топливо, а также 3 варианта РЕМИКС-топлива с различным соотношением плутонія и обогашеного урана (табл. 2). Определены основные нейтронно-физических характеристики, обогашения до необходимого запаса реактивности для длительности топливной кампании в 1500 эффективных суток (рис. 1) на примере реактора ВВЭР-1200.

Табл. 1. Плутониевый вектор регенерата энергетического плутонія ОЯТ

	Pu238	Pu239	Pu240	Pu241	Pu242
Доля изотопа относительно общего количества плутонія, %	3	55	24	12	6

Табл. 2. Расчетные варианты РЕМИКС и МОКС топлива

Обогащение по каждому изотопу, %	Оксидное топливо	РЕМИКС С-1	РЕМИКС С-2	РЕМИКС -3	МОКС
U238	95,8	95,2	95,1	95,5	94,8
U235	4,2	2,4	1,2	3,4	0
Pu(Общий)	0	2,4	3,7	1,1	5,2

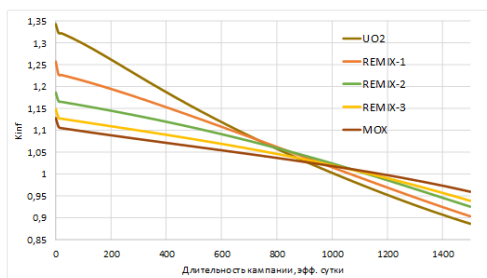


Рис. 1. Изменение K_{inf} в течение кампании от вида топлива.

Определив необходимые уровни обогащения для каждого из вариантов РЕМИКС-топлива сделаны оценки по экономии природного урана для выработки установленной мощности реактора ВВЭР-1200. Также проведена оценка времени вовлечения всего энергетического плутония и доля выжигания плутония в РАО, а также доля вторичного накопленного плутония и его качество.

Литература

1. В.М. Декусар, В.С. Каграманян и др. Анализ характеристик РЕМИКС-топлива при многократном рецикле в реакторах ВВЭР.– Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2013. – №4. – С. 109-115.
2. Скачек М.А. Обращение с отработавшим ядерным топливом и радиоактивными отходами АЭС: учебное пособие для вузов / М.А. Скачек. — М. : Издательский дом МЭИ, 2007. — 448 с.: ил.

СЕКЦІЯ ІІ
ПРОЕКТИРОВАНИЕ И ЭКСПЛУАТАЦИЯ АЭС

**ИССЛЕДОВАНИЕ ХАРАКТЕРИСТИК
ГИДРОСТАТИЧЕСКОГО ПОДШИПНИКА ДВОЙНОГО
ВЗАИМООБРАТНОГО ЩЕЛЕВОГО
ДРОССЕЛИРОВАНИЯ ДЛЯ ТЕХНОЛОГИИ ТЖМТ ПРИ
НИЗКИХ ТЕМПЕРАТУРАХ СПЛАВА 250 °С**

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

Значительной проблемой при проектировании ответственного оборудования для ядерных энергетических установок, использующих тяжёлые жидкометаллические теплоносители, становится обоснование его работоспособности при разных режимах эксплуатации ввиду особенностей технологии самого теплоносителя – необходимости поддержания температуры и приемлемой термодинамической активности кислорода в контуре [1].

Ввиду того, что для контуров энергетических и исследовательских установок с принудительной циркуляцией теплоносителя исключительную важность представляет надёжная работа насосного оборудования, для перекачки тяжёлых жидкометаллических теплоносителей были выбраны насосы с нижними радиальными гидростатическими подшипниками, которые хорошо зарекомендовали себя в опытной эксплуатации, однако целостной методики их расчёта для специфики используемого теплоносителя сформировано не было [2].

В целях корректировки уже имеющихся методов расчёта гидростатических подшипников для условий низких температур эксплуатации свинец-висмутного теплоносителя, коллективом исследователей было проведено экспериментальное исследование и построена гидравлическая характеристика ГСП с

двойным взаимообратным щелевым дросселированием (рисунок 1) при не вращающемся вале.

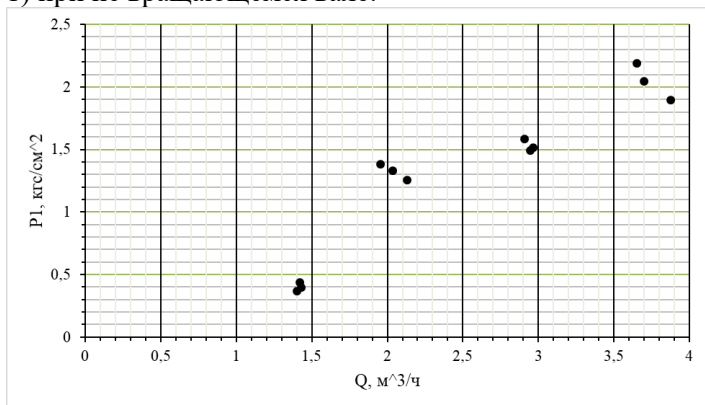


Рис. 1. Гидравлическая характеристика исследуемого гидростатического подшипника

В дальнейших испытаниях планируется получить набор данных для построения гидравлической характеристики исследуемого ГСП при различных частотах вращения вала, а также измерить грузоподъемность с помощью подготовленного устройства радиального нагружения вала ГСП.

Литература

1. Безносков, А.В. Технологии и основное оборудование контуров реакторных установок, промышленных и исследовательских стендов со свинцовым и свинец-висмутовым теплоносителями: учеб. пособие / А.В. Безносков, Т.А. Бокова, П.А. Боков ; Нижегород. гос. техн. ун-т им. Р.Е. Алексеева. – Н. Новгород, Литера, 2016.

2. Исследования подшипников скольжения насосов реакторных установок со свинцово-висмутовым теплоносителем при относительно низких температурах / Т. А. Бокова, П. А. Боков, А. Р. Маров, Н. С. Волков // Трибология - машиностроению: Труды XIII Международной научно-технической конференции, Москва, 14–16 октября 2020 года. – Москва: Федеральное государственное бюджетное учреждение

науки Інститут машинобудування ім. А.А. Благонравова
Російської академії наук, 2020. – С. 33-37.

CFD-МОДЕЛЮВАННЯ ВПЛИВУ МОНООКСИДУ УГЛЕРОДУ НА ПРОИЗВОДИТЕЛЬНОСТЬ РЕКОМБІНАТОРА ВОДОРОДУ

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

¹ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

²АО «ВНИИАЭС», г. Москва

При розвитку важкої аварії, супроводжуваної виходом із строю системи аварійної захисти, можливо інтенсивне виділення, як водороду, так і угарного газу (монооксид вуглецю). Це відбувається в разі окислення металічних матеріалів корпусу реактора, утворення корозії і її наступного взаємодія з бетоном. Концентрація СО може становити декілька об'ємних відсотків і навіть викликати отруєння рекомбінатора при малих концентраціях кисню [1].

В межах проекту OECD/NEA THAI [2] були проведені експерименти і розрахунки продуктивності рекомбінатора, як по видаленню водороду, так і монооксида вуглецю. В тесті HR-57 [2] використовувався ½ ПКРВ типу FR-380 виробництва AREVA поміщають в закритий посуд в різних початкових умовах і також різних режимах подачі газів.

Для розрахунків продуктивності в даній роботі був дороблений і адаптований підхід CFD моделювання [3] з урахуванням детальної хімічної кінетики з використанням коду STAR CCM+. На рисунках 1 і 2 наведені результати розрахунків як продуктивності (швидкості видалення) як водороду, так і монооксида вуглецю і отримано задовільне узгодження з експериментальними даними з урахуванням їх достатньо помітних похибок. Продемонстровано універсальність підходу, що дозволяє використовувати модель рекомбінатора для будь-якої геометрії при обґрунтуванні важких аварій з виходом водороду і монооксида вуглецю в захисну оболонку АЕС.

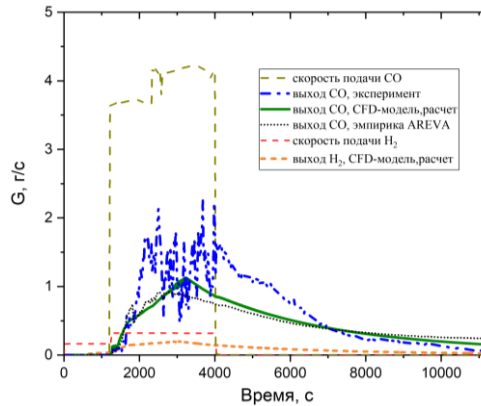


Рис. 1. Расчетные и экспериментальные скорости рекомбинации СО при напуске монооксид углерода, описываемой ступенчатой функцией (точечная кривая)

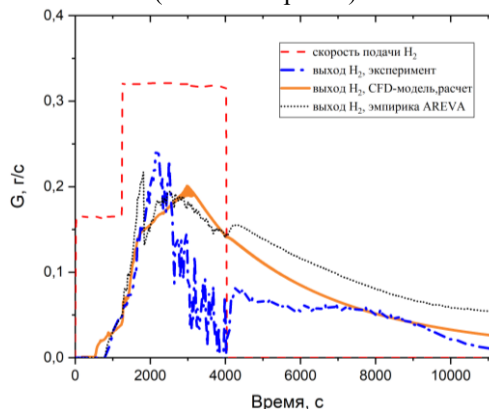


Рис. 2. Расчетные и экспериментальные скорости рекомбинации водорода при напуске водорода, описываемой ступенчатой функцией (штриховая кривая)

Литература

1. M. Klauck et al., Effect of par deactivation by carbon monoxide in the late phase of a severe accident Annals of Nuclear Energy 151 (2021) 107887.
2. M. Freitag, PAR performance behaviour in H₂-CO containing LWR- or HWR-atmosphere Test series HR-54 – HR-58, Report No. **1501613** – QLR – HR54-58, 2021

3. Авдеенков А. В. и др., К единому описанию работоспособности ПКРВ с учетом детального механизма реакции рекомбинации водорода, «Известия Вузов. Ядерная энергетика», принято к печати, 2023.

МОДЕЛИРОВАНИЕ УСЛОВИЙ НОРМАЛЬНОЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ С ТОЧКИ ЗРЕНИЯ ПРОЧНОСТИ ОБОРУДОВАНИЯ АЭС

*Иванов Д.В., Зевякин А.С., Шпилько М.А.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

В современных реалиях к проектируемым конструкциям предъявляются жесткие требования по прочности и надежности при одновременном снижении их материалоемкости. Создание конструкций в этих условиях требует выполнения разнообразных сложных и точных расчетов, основанных на использовании подробных математических моделей.

При проектировании оборудования и трубопроводов АЭС предварительно проводятся расчеты на прочность с помощью поверочного расчета на статическую прочность для определения напряжений при всех значениях нагрузок и температур в регламентированных проектом режимах работы установки и сопоставления полученных значений с допускаемыми, определенными по предельным состояниям [1].

В связи с чем целью данной работы является проведение поверочного расчета с использованием программного комплекса ANSYS и нормативной документации [2].

Для проведения качественных и правильных расчетов в работе использовался метод конечных элементов (МКЭ) в программном комплексе ANSYS.

В качестве примера для расчета был выбран водоструйный насос, который является элементом системы аварийного и планового расхолаживания и предназначен для обеспечения необходимого напора и расхода воды, подаваемой в реактор при работе системы в режимах аварийного и планового расхолаживания, или подаваемой в бассейн выдержки для отвода остаточных тепловыделений от топлива в бассейне выдержки.

Метод конечных элементов – численный метод, получивший широкое распространение в настоящее время и лежащий в основе таких программных комплексов, как ANSYS, Зенит-95 и многих других. С помощью МКЭ была построена сетка для проведения расчета на прочность в режиме нормальной эксплуатации (НЭ).

Полученные результаты представлены на рисунке 1:

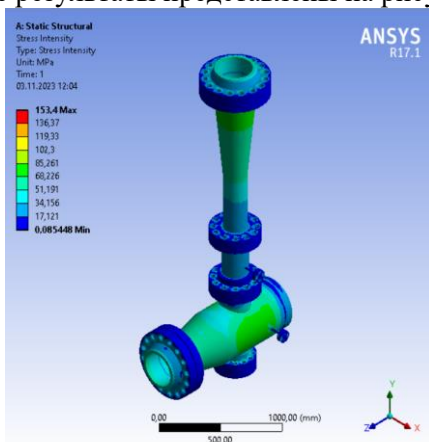


Рис. 1. Модель интенсивности напряжений, рассчитанных в ПК ANSYS

На основании аналитического расчета для нахождения допускаемых напряжений:

$$\frac{R_M^T}{n_m} = \frac{480}{2,6} = 163,8 \text{ МПа}, \quad (1)$$

и сравнения этого расчета с полученными результатами в ПК Ansys (рисунок 1), можно сделать вывод, что построенная модель водоструйного насоса не превышает допускаемые напряжения при статическом нагружении в нормальном режиме эксплуатации.

Литература

1. Зенкевич, О.С. Метод конечных элементов в технике/О.С. Зенкевич. – М.: Издательство «Мир», 1975. – 541 с.

2. Нормы расчета на прочность оборудования и трубопроводов Атомных энергетических установок: ПНАЭ Г-7-002-86. – М.: Энергоатомиздат, 1989. – 524 с.

ИССЛЕДОВАНИЕ ДИНАМИКИ ГЕНЕРАЦИИ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ В МИРЕ И РОССИИ

*Марухин Е.М.
ТПУ, г. Томск*

Человечеству требуется все больше и больше электроэнергии. Атомная энергетика – важнейшая подотрасль глобальной энергетики, начавшая несколько десятилетий назад вносить заметный вклад в глобальное производство электроэнергии. Явное преимущество АЭС – отсутствие выбросов аэрозолей и парниковых газов в атмосферу.

История атомной энергетики охватывает период более полувека, и за это время она уже стала традиционной отраслью энергетики. На рисунке 1 показана динамика выработки электрической энергии за счет генерации на АЭС в ведущих в этой отрасли странах мира, ТВтч (данные взяты из открытых источников [1], анализ данных проведен при помощи Python).

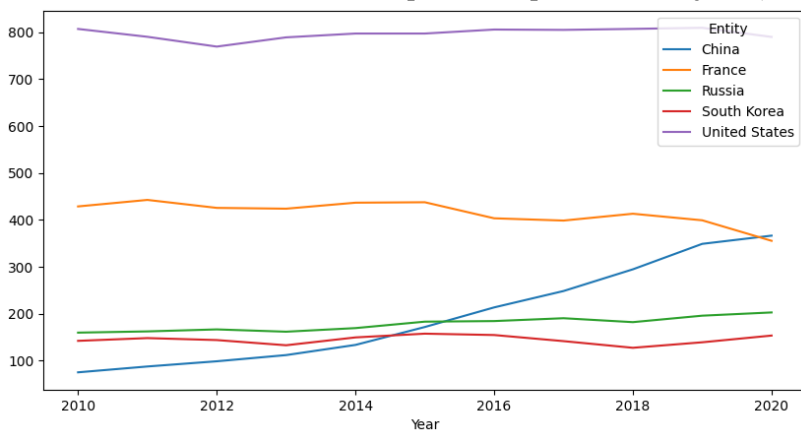


Рис. 1. Динамика выработки электрической энергии за счет генерации на АЭС в странах мира

На рисунке видно, что в таких странах как Россия, Китай, Южная Корея наблюдается тенденция к росту производства электрической энергии за счет наращивания мощностей отрасли атомной энергетики.

Анализ динамики выработки электрической энергии за счет генерации на АЭС в России приведен на рисунке 2.

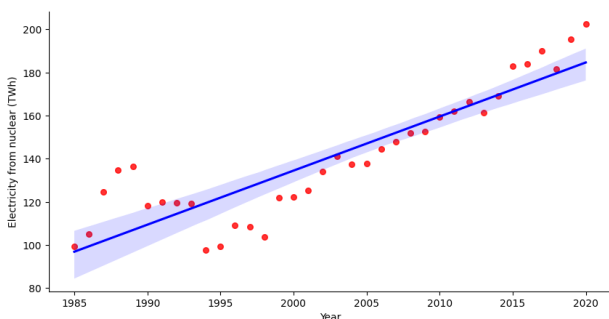


Рис. 2. Динамика выработки электрической энергии за счет генерации на АЭС в России

График показывает, что наблюдается и прогнозируется рост выработки электрической энергии за счет генерации на АЭС. В России, в настоящее время, доля ядерной энергетики в общем объеме генерации составляет около 20%. Президентом России В.В. Путиным поставлена задача перейти к 2040-м годам к 25% [2].

Важно учитывать, что при этом потребуются не только ввод новых мощностей, но и замена многих отработавших советских реакторов. Наша задача — создание надежного внутреннего рынка, опираясь на который отечественные компании смогут активно продвигать высокотехнологичную продукцию и услуги российской атомной отрасли.

Литература

1. генерация ядерной энергетики в странах мира, открытые данные <https://www.kaggle.com/datasets/jorgesandoval/global-nuclear-energy-generation> (Дата доступа 06.11.2023).

2. Встреча В.В. Путина с работниками атомной отрасли <http://kremlin.ru/events/president/news/64077> (Дата доступа 06.11.2023).

ОЦЕНКА ЭФФЕКТИВНОСТИ СОВМЕСТНОЙ РАБОТЫ ПАССИВНЫХ СИСТЕМ БЕЗОПАСНОСТИ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ ВВЭР-1200 В СЛУЧАЕ ЗАПРОЕКТНОЙ АВАРИИ С РАЗРЫВОМ ТРУБОПРОВОДА ПЕРВОГО КОНТУРА

Киселев Д.А.

ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

Под запроектной аварией понимается такая авария, которая вызывается не учитываемыми для проектных аварий исходными событиями или сопровождается дополнительными по сравнению с проектными авариями отказами систем безопасности или ошибками персонала. Одной из возможных запроектных аварий является полное обесточивание (потеря питания переменным током от внешних и внутренних источников, включая резервные дизель-генераторы). Данная авария может существенно повлиять на безопасность энергоблока.

В проекте реакторной установки ВВЭР-1200 для преодоления запроектных аварий предусматривается использование пассивных систем безопасности. К ним относится комплекс гидроемкостей, в который входят системы ГЕ-1 и ГЕ-2, обеспечивающий залив активной зоны раствором борной кислоты с концентрацией 16 г/кг в течение 24 часов [1]. Расходная характеристика четырех каналов системы ГЕ-2, являющаяся её главной характеристикой, была получена при проведении пуско-наладочных работ на шестом блоке НВАЭС.

Система пассивного отвода тепла (СПОТ) является пассивной частью системы аварийного отвода тепла через парогенераторы (ПГ) как при плотном первом и втором контурах, так и при возникновении течей в первом контуре [2]. Активной частью системы является система аварийного расхолаживания ПГ. СПОТ вступает в работу вследствие обесточивания электромагнитов, удерживающих воздушные затворы в

закрытом положении, через 30 с после потери всех источников электроснабжения переменного тока. Система обеспечивает непрерывный отвод остаточных тепловыделений (до 2 % от номинальной мощности РУ) при авариях, протекающих с отказом активных систем безопасности. При работе системы образуются два контура естественной циркуляции: первый между активной зоной и парогенераторами и второй – между ПГ и теплообменниками СПОТ.

Для проверки эффективности совместной работы пассивных систем безопасности реакторной установки ВВЭР-1200 с учетом наличия массообменных процессов между первым контуром и защитной оболочкой в АО «ГНЦ РФ-ФЭИ» был сооружен крупномасштабный стенд [3]. Эксперименты на стенде моделировали аварию «Разрыв главного циркуляционного трубопровода (ГЦТ) полным сечением» в условиях потери всех источников переменного тока с разрывом ГЦТ на входе и выходе из реактора.

Основным результатом проведенных исследований явилось получение мощностной характеристики модели парогенератора, работающего в конденсационном режиме. Проведенный количественный анализ экспериментальных данных по конденсационной мощности продемонстрировал, что принятые характеристики оборудования пассивных систем СПОТ и ГЕ-2 в течение 24 часов обеспечивают поддержание в реакторе уровня теплоносителя, необходимого для надежного охлаждения активной зоны.

Литература

1. Лебезов А.А., Кузина Ю.А., Морозов А.В. Применение борной кислоты в водоохлаждаемых реакторах // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы. 2023. № 2. С. 146-165.

2. Морозов А.В., Ремизов О.В. Современные разработки систем пассивного отвода тепла водоохлаждаемых реакторов Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов. 2013. № 2. С. 61-78.

3. Remizov O.V., Morozov A.V., Tsyganok A.A., Kalyakin D.S., Berkovich V.M., Peresadko V.G., Taranov G.S. Experimental

study on Novovoronezh NPP-2 steam generator moc condensation power in the event of the beyond design basis accident // Proceedings of International Congress on Advances in Nuclear Power Plants 2010 (ICAPP 2010). 2010. P. 186-192.

АНАЛИЗ ВЛИЯНИЯ НЕКОНДЕНСИРУЮЩИХСЯ ГАЗОВ НА ЭФФЕКТИВНОСТЬ РАБОТЫ ПАРОГЕНЕРАТОРА ВВЭР ПРИ РАЗЛИЧНЫХ СЦЕНАРИЯХ АВАРИЙНОГО ПРОЦЕССА

Янкович Н.А.

ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

Одной из наиболее опасных аварийных ситуаций, которая может иметь место на реакторной установке ВВЭР, является гильотинный разрыв главного циркуляционного трубопровода. В зависимости от места разрыва – на входе или на выходе из реактора, характер аварийных процессов, протекающих в первом контуре, отличается. В современных проектах реакторных установок ВВЭР преодоление подобных аварий осуществляется с помощью пассивных систем безопасности [1]. Их основными функциями являются обеспечение залива активной зоны раствором борной кислоты последовательно из систем гидроемкостей первой и второй ступеней, а также отвод остаточного энерговыделения от реактора [2].

Последняя задача реализуется с помощью системы пассивного отвода тепла (СПОТ) с воздухоохлаждаемыми теплообменниками [3]. Расхолаживание первого контура при работе СПОТ осуществляется через парогенератор (ПГ), поэтому принципиально важно обеспечить эффективную передачу тепла в его трубном пучке. Однако на процессы конденсации пара, поступающего из активной зоны, влияют неконденсирующиеся газы, которые накапливаются в теплообменных трубках парогенератора. Уменьшение конденсационной мощности ПГ приводит к снижению расхода конденсата, поступающего для охлаждения активной зоны. А это, в свою очередь, может привести к переходу аварии в тяжелую стадию.

Одним из основных источников газов является поступление через разрыв в главном циркуляционном трубопроводе паровоздушной смеси, которой заполнена защитная оболочка в случае аварии. Процессы движения и накопления неконденсируемой среды в объеме первого контура достаточно сложны и требуют проведения экспериментальных исследований. С этой целью в АО «ГНЦ РФ–ФЭИ» был сооружен крупномасштабный экспериментальный стенд. В состав стенда входят модели парогенератора (масштаб 1:48) и защитной оболочки (объемом 79 м³), внутри которой размещен рабочий участок. Последний представляет собой конструкцию из коаксиальных труб, моделирующих основные элементы корпуса и шахты реактора ВВЭР, выполненных в масштабе 1:144 (с сохранением натуральных высотных отметок), а также оснащен имитаторами разрыва «холодной» и «горячей» веток главного циркуляционного трубопровода.

Программа экспериментов предусматривала моделирования аварий с потерей теплоносителя первого контура в ходе экспериментов длительностью более 24 часов. Одной из основных задач проведенных исследований являлось изучение процессов поступления воздуха из защитной оболочки в реакторную установку, а также определение влияния этих процессов на конденсационную мощность модели парогенератора.

В результате анализа полученных в ходе экспериментов на стенде данных были определены особенности влияния неконденсирующихся газов на эффективность работы парогенератора ВВЭР в конденсационном режиме при моделировании различных сценариев аварий.

Литература

1. Морозов А.В., Шлепкин А.С. Анализ влияния режимных факторов на работу модели парогенератора ВВЭР в режиме конденсации пара // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы. 2016. № 3. С. 91-99.
2. Лебезов А.А., Кузина Ю.А., Морозов А.В. Применение борной кислоты в водоохлаждаемых реакторах // Вопросы

атомної науки і техніки. Серія: Ядерно-реакторні константи. 2023. № 2. С. 146-165.

3. Морозов А.В., Ремизов О.В. Современные разработки систем пассивного отвода тепла водоохлаждаемых реакторов Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов. 2013. № 2. С. 61-78.

ОТСУТСТВИЕ МЕТОДИКИ РАЗРАБОТКИ ПЕРЕЧНЕЙ ПРОЕКТНЫХ И ЗАПРОЕКТНЫХ АВАРИЙ ДЛЯ СТРОЯЩИХСЯ СТАНЦИЙ С РЕАКТОРАМИ ВВЭР

*Звягинцев А.С.
Курская АЭС, г. Курчатова*

Центральным понятием теории безопасности АС является понятие авария. Под аварией понимается событие, связанное с нарушением пределов безопасной эксплуатации, АС. Пределы безопасной эксплуатации — это установленные значения параметров технологического процесса, отклонение от которых может привести к выходу радиоактивных продуктов и/или ионизирующих излучений за предусмотренные проектом для нормальной эксплуатации границы. Нормальная эксплуатация АС — это эксплуатация АС в определенных проектом пределах и условиях.

Концепция управления запроектными авариями окончательно сформировалась в России в качестве дополнительного, четвертого уровня глубоко эшелонированной защиты атомной станции в ОПБ-88 после чернобыльской аварии. В связи с этим появилось понятие "запроектная авария", как авария, вызванная не учитываемыми для проектных аварий исходными событиями или сопровождающаяся дополнительными по сравнению с проектными авариями отказами систем безопасности сверх единичного отказа, реализацией ошибочных решений персонала, которые могут привести к тяжелым повреждениям или расплавлению активной зоны. Естественно, что последствия таких аварий могут быть значительно выше последствий, допустимых для проектных аварий.

Введенные в действие в 2016 году отраслевые НП-006-16 устанавливают требования, что в состав отчета обоснования безопасности атомной станции с реактором ВВЭР должны быть включены перечни проектных и запроектных аварий.

Перечни проектных и запроектных аварий для АЭС должны быть полными и обоснованными.

Для удовлетворения необходимости наличия перечней ПА/ЗПА, а также создания методологии по составлению и обоснованию перечней ПА/ЗПА в Концерне Росэнергоатом действовала рабочая группа, включавшая в себя представителей концерна, действующих станций, генпроектировщика, генкоструктора, а также потенциальных исполнителей работ по разработке. В результате данной работы появились РБ-150-18, имеющие рекомендательный характер и не являющиеся методикой.

В настоящее время отсутствует методика по разработке и обоснования полноты перечней ПА/ЗПА. Также отсутствуют готовые перечни, прошедшие экспертизу в надзорных органах.

Литература

1. В.А. Острейковский, Ю.В. Швыряев, «Безопасность атомных станций. Вероятностный анализ», ФИЗМАТЛИТ -2008 г.
2. А.М. Букринский «Управление запроектными авариями в нормативных документах России»
3. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Общие положения обеспечения безопасности атомных станций» (НП-001-15)
4. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Требования к содержанию отчета по обоснованию безопасности блока атомной станции с реактором типа ВВЭР» (НП-006-16)

ПЕРСПЕКТИВЫ РАЗВИТИЯ ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНЫХ ГАЗООХЛАЖДАЕМЫХ РЕАКТОРОВ

Симонов И.А., Андреев В.В.

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

На сегодняшний день реакторы типа ВВЭР являются самыми распространенными, 58 блоков эксплуатируются по всему миру и еще 14 находятся в процессе строительства. Но есть проекты реакторов ВТГР, которые потенциально эффективнее и безопаснее. Так почему же до сих пор не началось серийное строительство энергоблоков с реакторами ВТГР?

Для начала рассмотрим водо-водяной энергетический реактор на тепловых нейтронах. ВВЭР это проверенная годами эксплуатации технология, которая доказала на практике свою надежность и безопасность. Реакторы данного типа имеют сравнительно невысокий КПД (около 32%). Также водо-водяные реакторы не способны создавать высокопотенциальное тепло, что не позволяет использовать их в водородной энергетике.

Теперь рассмотрим высокотемпературный газохладаемый реактор с гелиевым теплоносителем, который является представителем реакторов IV поколения. Газохладаемые реакторы имеют ряд преимуществ такие как: более высокий КПД (около 40%), отсутствие взаимодействия теплоносителя с конструкционными материалами, ядерное топливо инкапсулировано внутри мелких микротрещин, что исключает попадание продуктов деления в теплоноситель. Гелий имеет крайне низкое сечение захвата нейтронов и практически не становится радиоактивным, то есть в случае утечки теплоносителя из первого контура вред окружающей среде не будет нанесен. Но у гелиевого теплоносителя есть и недостатки, например малая теплоемкость. Это создает потребность в большом расходе теплоносителя по сравнению с водой, а это в свою очередь ведет к увеличению габаритов оборудования и соответственно удорожанию установки в целом. Также благодаря созданию высокопотенциального тепла, ВТГР можно использовать для производства водорода. Водородная

энергетика становится все более привлекательнее и это вызвано прежде всего тем, что водород наиболее перспективный энергоноситель, обладающий универсальностью, высокой энергоемкостью и идеальной экологичностью – единственным продуктом его сгорания является водяной пар.

Как можно видеть газовые реакторы являются очень перспективным направлением, однако необходима инфраструктура для того, чтобы газовые реакторы заняли свою нишу на рынке. Также если говорить про водородную энергетику для нее необходимо постепенно подготавливать инфраструктуру, иначе резкий переход с органического топлива на водородное приведет к серьезным последствиям для топливной промышленности.

Из выше сказанного можно сделать вывод, что высокотемпературные газовые реакторы хоть и имеют большие перспективы по использованию в водородной энергетике, но на данный момент времени в них нет острой необходимости из-за чего атомная промышленность предпочитает строить водяные энергетические реакторы, поскольку это проще и дешевле, чем разрабатывать новые станции и инфраструктуру для них.

Литература

1. В. И. Костин, Н. Г. Кодочигов, А. В. Васяев и др. Возможность промышленного внедрения РУ с ВТГР для промышленного производства водорода // Тяжелое машиностроение. – 2007. – № 3. – С. 9-14.
2. Е.А. Ивкова, А.С. Катаев, Перспективы развития атомной энергетики в Российской Федерации в контексте глобального энергетического перехода // Международный аспект. – 2022. – Т. 3, № 4(10). – С. 48-69.
3. Ю.М. Семченков, В.А. Сидоренко, Перспективы развития АЭС с ВВЭР // Теплоэнергетика. – 2011. – № 5. – С. 2-9.

**ИССЛЕДОВАНИЕ МЕТОДОВ РАЗРУШЕНИЯ ВИХРЕВОЙ
СТРУКТУРЫ ПОТОКА В ОТВОДЯЩЕМ УЧАСТКЕ
МАГНИТОГИДРОДИНАМИЧЕСКОГО ФИЛЬТРА ПРИ
ПОМОЩИ ЧИСЛЕННОГО МОДЕЛИРОВАНИЯ**

*Воробьев И.В., Мацин Н.В., Соборнов А.Е., Рязанов Р.Р., Котин
А.В.*

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

Вихревые структуры являются серьезной проблемой, которая может негативно сказаться на эффективности и надежности работы систем. Их наличие приводит к увеличению гидравлического сопротивления, и как следствие к увеличению энергетических потерь и снижению общей производительности системы. Также вихревые потоки способствуют быстрому износу оборудования, что требует более частой замены и ремонта деталей.

Научно-исследовательской лабораторией «Парогенерирующие системы» разработан рабочий прототип циклонного магнитогидродинамического фильтра с использованием постоянных магнитов [1, 2]. В ходе численного моделирования проточной части фильтра было выявлено наличие вихревого потока в отводящем участке.

Выпрямитель потока в новом решении должен соответствовать следующим требованиям: простота конструкции, термоустойчивость, низкая стоимость изготовления, минимальное влияние на работу фильтра. Результатами разработки модели выпрямителя являются 7 вариантов: крестообразная вставка, спиральная навивка, 4 ребра длиной 4,5 мм, 9 мм и 13,5 мм, а также 4 и 8 ребер длиной 9 мм с плавным заходом. Численное моделирование проводилось в программном комплексе Ansys Fluent. Основные параметры потока: $t = 80\text{ }^{\circ}\text{C}$, $W = 2,5\text{ м/с}$. Для моделирования турбулентности в данной постановке целесообразно использование модели напряжений Рейнольдса - Reynolds Stress Model (RSM). Так как модель RSM описывает эффекты кривизны, закрученности, вращения, резкого изменения напряжений между слоями более

строго, чем одно- и двух- параметрические модели турбулентности (модели SA, k- ϵ , k- ω), то она имеет больший потенциал для более точного расчета сложных закрученных потоков.

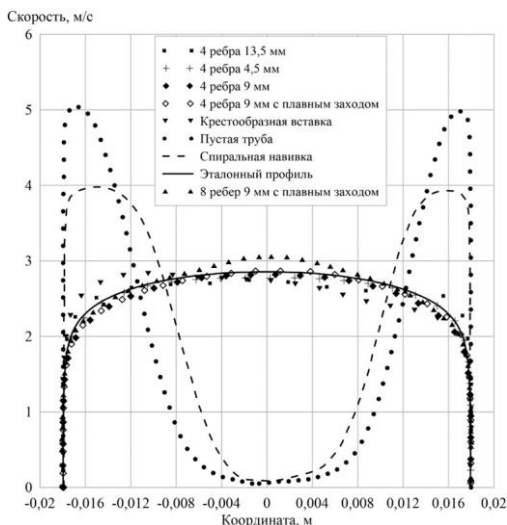


Рис. 1. Профили скорости

По итогам расчетов были получены профили скорости в выходном сечении и значения перепадов давления для соответствующих конструктивных решений.

Табл. 1. Значения перепадов давления

<i>Вариант геометрии выпрямителя</i>	<i>Значение перепада давления, КПа</i>
Прямая труба без вставки	13,40
Крестообразная вставка	15,28
Спиральная навивка	14,69
4 ребра 4,5 мм	12,32
4 ребра 9 мм	12,79
4 ребра 13,5 мм	14,39
4 ребра с плавным заходом 9 мм	13,38

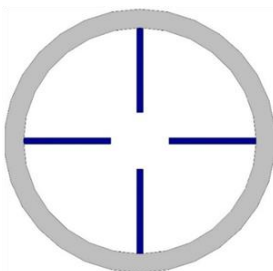


Рис. 2. Поперечное сечение модели выходного участка с ребрами 9 мм

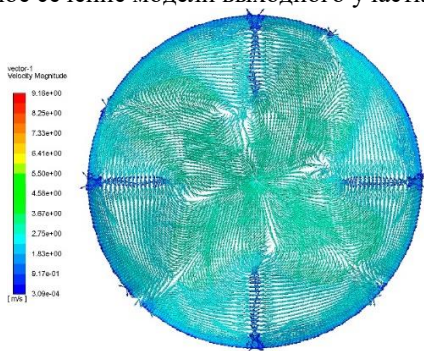


Рис. 3. Профиль скорости в поперечном сечении на расстоянии 10 диаметров

Наиболее эффективным с точки зрения гидравлического сопротивления оказался выпрямитель с прямыми ребрами длиной 9 мм. В этом случае вихревая структура разделяется на 5 независимых вихрей, которые в конечном итоге разрушаются, образуя стабилизированный турбулентный профиль скорости. Кроме того, такая конструкция выгодно отличается простотой изготовления и простотой установки в выходной патрубке.

Литература

1. Результаты экспериментального исследования и численного моделирования циклонного фильтра с постоянными магнитами для систем спецводоочистки ЯЭУ / С. М. Дмитриев, А. Е. Соборнов, Р. Р. Рязанов [и др.] // Труды НГТУ им. Р.Е. Алексеева. – 2022. – № 3(138). – С. 54-65. – DOI 10.46960/1816-210X_2022_3_54. – EDN HATPLJ.

2. Модернизация проточной части магнитогидродинамического фильтра с применением CFD - кода / И. В. Воробьев, В. П. Иванов, М. А. Налепин, Н. В. Мацин, Р. Р. Рязанов, А. Е. Соборнов // Будущее технической науки : сборник материалов XXII Всероссийской молодежной научно-технической конференции посвященной 125-летию основания Нижегородского государственного технического университета им. Р.Е. Алексеева, Нижний Новгород, 24 мая 2023 — С. 500-501.

ANALYSIS OF THE POSSIBILITY OF USING ENRICHED BORIC ACID IN VVER REACTOR INSTALLATIONS

*Ahsan T.R.
IATE MEPHI, Obninsk*

In pressurized water reactors, boric acid (H_3BO_3), with its natural isotopic composition, is used as a neutron absorber to control reactivity during normal operation [1]. To ensure more efficient use of fuel, foreign reactor designs use enriched boric acid (EBA). It is used for boron regulation which provides a higher level of fuel burnup and makes it possible to increase the duration of a fuel campaign.

In case of an accident with the loss of the primary coolant (LOCA) in a VVER reactor, the supply of H_3BO_3 solution from the first, second and third stage hydro accumulators at a concentration of 16 g H_3BO_3 /kg H_2O provides passive cooling of the reactor for up to 72 hours. However, since boric acid has been supplied for such long period, there is a risk of its crystallization, which is mainly due to the boiling of the coolant in the reactor and the low content of boric acid in the vapor phase [2]. Based on the results of the calculations performed, the maximum allowed concentration of boric acid, which is roughly 450 g H_3BO_3 /kg H_2O for accidental conditions, is achieved approximately 45 hours after the accident begins. By the end of 72 hours of the emergency process, the concentration of H_3BO_3 significantly exceeds this limit which is undesirable [3].

Crystallization of boric acid is dangerous because it can affect the efficiency of heat removal from fuel rods. In addition, with an increase in the concentration of H_3BO_3 , the acidity of the coolant increases and,

accordingly, its corrosion activity. This can cause structural components to corrode. Therefore, it is critical to raise the pH of the primary circuit coolant by adding an alkaline reagent, such as lithium or potassium hydroxide. However, if a specific concentration of lithium is exceeded, it will also have an adverse impact on the reactor materials. To reduce the probability of crystallization of boric acid in the event of an accident and to avoid corrosion of fuel element shells, EBA can be used, which provides an optimal pH level [4].

Thus, the advantages of using EBA are an increase in the service life of the reactor, longer fuel campaign, a decrease in the probability of crystallization of boric acid during accidental cooling of the core. While the disadvantages of its use are the high cost and the need for a significant change in the system of boric solution preparation and recirculation.

A calculative analysis of changes in the concentration of boric acid in the core in the event of an accident with a rupture of the main circulation circuit at various levels of enriched boron solution enrichment of ^{10}B was conducted, as well as an assessment of the feasibility of using enriched boric acid in VVER reactors.

References:

1. Lebezov A.A., Kuzina Yu.A., Morozov A.V. Application of boric acid in water-cooled reactors // Problems of atomic science and technology. Series: Nuclear and reactor constants. 2023. No. 2. P. 146-165. (In Russian)
2. Lebezov A. A., Morozov A.V., Sakhipgareev A. R., Shlepkin A. S. Investigation of the processes of solubility in steam and drip entrainment of boric acid in emergency modes of nuclear power plants with VVER // NPP safety and personnel training : Abstracts, October 26-27, 2023, IATE MEPhI, Obninsk, 2023. P. 37-39. (In Russian)
3. Effect of mass transfer processes on accumulation and crystallization of boric acid in WWER core in emergency cases / A. V. Morozov, A. V. Pityk, S. V. Ragulin, et al. // Journal of Physics: Conference Series. – 2017. – Vol. 899, No. 9. – P. 092010.
4. D. Wiedenmann, Debra, K.S. Cook The benefits of using enriched boric acid in commercial nuclear power plants // Proceedings of nuclear plant chemistry conference 2014, Sapporo, Japan, 2014.

ОЦЕНКА ДЛИТЕЛЬНОСТИ ПОСТУПЛЕНИЯ ВОЗДУХА ИЗ ЗАЩИТНОЙ ОБОЛОЧКИ В РЕАКТОРНУЮ УСТАНОВКУ ВВЭР ПРИ МОДЕЛИРОВАНИИ АВАРИИ С РАЗРЫВОМ ПЕРВОГО КОНТУРА НА ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОМ СТЕНДЕ

*Лиморенко А.А.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Пассивные системы безопасности - защитные системы предназначены для предотвращения или ограничения повреждений ядерного топлива, оболочек тепловыделяющих элементов, оборудования и трубопроводов, содержащих радиоактивные продукты. Пассивные системы не требуют для своей работы источников электроснабжения и обеспечивающих систем.

В состав систем безопасности современных проектов российских водо-водяных реакторов включены пассивные системы, предназначенные для залива активной зоны и отвода от неё остаточного энерговыделения в случае аварии. Система гидроемкостей первой ступени (ГЕ-1) - пассивная часть системы аварийного охлаждения активной зоны предназначена для подачи в реактор раствора борной кислоты с концентрацией не менее 16 г/кг при давлении в первом контуре менее 5,9 МПа [1].

Система гидроемкостей второй ступени (ГЕ-2) - система пассивного залива активной зоны. Основанием для проектирования системы являлась необходимость длительной подачи раствора борной кислоты концентрацией 16 г/дм³ в РУ при авариях с течью теплоносителя первого контура. Система разработана с учетом профилирования во времени расхода, подаваемого в активную зону, в соответствии со снижением мощности остаточных тепловыделений.

Также в состав систем безопасности входит система пассивного отвода тепла от парогенераторов (СПОТ), которая осуществляет перевод парогенераторов ВВЭР на работу в режиме конденсации пара [2]. В случае разгерметизации первого контура ВВЭР преодоление аварии осуществляется при совместной работе пассивных систем СПОТ и ГЕ-2.

На ефективність роботи системи пасивного відводу тепла можуть впливати неконденсуючі газы, поступаючі в трубний пучок парогенератора. Основними джерелами газів є терморадіоліз води, а також підсос паровоздушної суміші з об'єму захисної оболонки.

Для дослідження роботи парогенератора ВВЕР в конденсаційному режимі з урахування впливу газів в АО «ГНЦ РФ–ФЭІ» був збудований великомасштабний стенд [3]. На ньому проводилися експерименти при початковому тиску 0,35-0,39 МПа, що відповідає тиску при аварії з розривом першого контуру. На стенді моделювався суточний аварійний процес. Використовуваний робочий ділянка (модель реактора) була оснащена імітатором течії, з встановленими термопарами, які дозволяли реєструвати моменти надходження паровоздушної суміші з моделі захисної оболонки в реакторну установку.

Однією з цілей проведених експериментів було визначення тривалості тимчасових інтервалів, в які здійснювався підсос повітря з моделі захисної оболонки. Для рішення даної задачі був розроблений програмний алгоритм, що дозволяє аналізувати вихідні експериментальні дані. В доповіді представлені результати, отримані при аналізі результатів декількох експериментів, проведених на стенді.

Література

1. Лебєзов А.А., Кузіна Ю.А., Морозов А.В. Застосування борної кислоти в водоохолоджуємих реакторах // Проблеми атомної науки і техніки. Серія: Ядерно-реакторні константи. 2023. № 2. С. 146-165.
2. Морозов А.В., Шлепкін А.С., Калякін Д.С., Сошкіна А.С. Дослідження роботи моделі парогенератора ВВЕР в конденсаційному режимі при різних параметрах аварійного процесу Теплоенергетика. 2017. № 5. С. 16-23.
3. Морозов А.В., Ремізov О.В. Сучасні розробки систем пасивного відводу тепла водоохолоджуємих реакторів Проблеми атомної науки і техніки. Серія: Фізика ядерних реакторів. 2013. № 2. С. 61-78.

ПРОВЕРКА КОРРЕКТНОСТИ СЦЕНАРИЯ ЗАПРОЕКТНОЙ АВАРИИ С РАСПЛАВОМ АКТИВНОЙ ЗОНЫ, МОДЕЛИРУЕМОЙ НА АНАЛИТИЧЕСКОМ ТРЕНАЖЕРЕ ЛАЭС-2 (ВВЭР-1200)

*Добони К.А., Самохин Д.С.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

В последние годы проектирование ядерных реакторов нового поколения стало одним из векторов развития атомной энергетики во всем мире. Стоит отметить, что главным приоритетом в создании таких энергетических установок по-прежнему остается обеспечение безопасности.

Несмотря на высокую надежность систем безопасности АЭС с реакторной установкой ВВЭР-1200, всё ещё остается малая вероятность возникновения событий, которые могут привести к расплаву активной зоны. Наиболее опасной с точки зрения вероятности преодоления барьеров безопасности является авария, сопровождающаяся расплавом активной зоны и внутриреакторных элементов [1].

В связи с этим фактом была смоделирована авария, представляющая собой большую течь при разрыве дыхательного трубопровода КД с отказом активной части САОЗ. Расчёт аварии выполнен на аналитическом тренажере-имитаторе ЛАЭС-2, в котором теплогидравлические процессы рассчитываются при помощи кода CMS (Compressible media solver).

В результате хронологических событий происходит резкое снижение давления в активной зоне реактора. Далее произошло срабатывание АЗ-1, после чего отключился турбогенератор и прекращение подачи основной питательной воды в ПГ.

Исходя из динамики теплогидравлических процессов в модели реакторной установки и динамики разрушений активной зоны, можно выделить несколько наиболее существенных фаз протекания аварии.

В первые секунды после аварии происходит вскипание теплоносителя, падение давления в корпусе реактора и

кратковременное уменьшение отводимого с поверхности тепловыделяющих элементов теплового потока.

При снижении давления в первом контуре меньше 5,9 МПа открываются обратные клапаны на линии подачи борированной воды из гидроёмкостей САОЗ. Подача воды в ГЕ САОЗ прекращается приблизительно через 4,5 мин с момента начала аварии, далее происходит снижение уровня теплоносителя в активной зоне и начинается постепенный рост температур оболочек ТВЭЛ. На данной фазе аварии наблюдается постепенное выпаривание теплоносителя из корпуса реактора.

После срабатывания АЗ мощность реактора резко падает до уровня остаточного энерговыделения.

Через 36 минут от начала аварии происходит полное осушение активной зоны, после чего начинается разогрев циркониевых оболочек ТВЭЛ и бурная паро-циркониевая реакция, что приводит к разрушению тепловыделяющих сборок.

Разрушение корпуса реактора происходит на 2 часу в области контакта расплава слоя стали над оксидами со стенкой корпуса реактора на высоте 1,6 м от днища. Расплав поступает в УЛР двумя порциями. Первая порция расплава, выходящая из разрушенного корпуса реактора, содержит только металлы, а вторая порция, после расплавления стенки корпуса реактора содержит выход диоксида урана.

В результате проведенного сценария режима тяжелой аварии на аналитическом тренажере реактора ВВЭР-1200 и сравнения с результатами ПООБ, можно сделать вывод о том, что теплогидравлический код SMS, который лежит в основе модели тяжелой аварии в тренажере-имитаторе, рассчитывает необходимые параметры с высоким уровнем точности.

Литература

1. В.В. Щеколдин, С.И. Патнюшин, Ю.С. Сорокин, Анализ аварий с плавлением активной зоны РУ ВВЭР по кодам СОКРАТ/В1 и RELAP. 6-я МНТК «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР», - г. Подольск, 2009 г.

ПРИМЕНЕНИЕ МНОГОКРИТЕРИАЛЬНЫХ МЕТОДОВ ОЦЕНКИ МОДЕЛЕЙ ДИНАМИКИ ЯРУ

*Андреев В.В.¹, Богомолов Д.Е.^{1,2}, Григорьев С.С.², Зотова М.В.²,
Кресов Д.Г.², Оленская Е.В.²*

¹ НГТУ им. Р.Е. Алексеева, г. Нижний Новгород

² АО «ОКБМ Африкантов», г. Нижний Новгород

В практике расчетного анализа переходных процессов в ЯРУ исходными данными для динамических кодов служат, в том числе, результаты статических нейтронно-физических расчетов. При этом с учетом неидентичности результатов, полученных в различных приближениях (диффузионном и статистическом), сохраняется ряд неопределенностей в части описания реактивностных эффектов. К таким неопределенностям можно отнести степенную зависимость коэффициента размножения от нейтронного поля, а также вклады в Т-эффект канального и межканального теплоносителей. Так, при углубленных исследовательских проработках одного из проектов транспортной водо-водяной ЯРУ блочного типа с канальной активной зоной, указанные вклады по результатам стационарных нейтронно-физических расчетов для начала кампании были оценены в соотношениях 50 на 50 % в диффузионном приближении и 80 на 20 % при использовании метода Монте-Карло соответственно для канального и межканального теплоносителей. Определение зависимости реактивности ρ от коэффициента объемной неравномерности нейтронного поля ($\Delta\rho = f[K_V^X]$) также представляет собой нетривиальную задачу с учетом нахождения показателя χ в теоретически возможном диапазоне от 0 до 2.

С целью оценки чувствительности результатов расчета динамики к указанным неопределенностям по модели РУ с точечной моделью кинетики была проведена серия расчетов пяти режимов с пусками ГЦН, характеризующимися наиболее значительными (среди режимов нормальной эксплуатации) возмущениями реактивности. При этом расчеты каждого режима

були проведені для чотирьох різних комбінацій вихідних посылок і соотнесені з експериментальними результатами.

Як показав первинний аналіз ні одне із комбінацій не характеризується мінімальним відхиленням від експериментів як для кожного із розглянутих режимів, так і по результатуючій оцінці сукупності всіх п'яти режимів. Тому вибір кращого наближення вимагає пошуку спеціальних методів оцінки. В якості таких нижче розглядаються два відомих алгоритми багатокритеріального аналізу.

Перший вибраний метод – SAW (Simple Additive Weighting – просте адитивне взвешування). Метод оснований на визначенні рейтингу альтернатив через нормовані ваги критеріїв. Оцінка проводилася за критерієм максимального відхилення досліджуваної різниці розрахункових і експериментальних значень параметрів.

Другий вибраний метод – *ELECTRE (ELimination Et Choix Traduisant la REalite* – виключення і вибір, відображають реальність). Оснований на використанні чутливих показників порівняльності індексів згоди і незгоди, розраховуваних на основі відповідності оцінок критеріїв висуваної гіпотези переваги однієї моделі над іншою. В даному методі оцінка виконувалася за двома критеріями – перевагою з урахуванням коефіцієнтів переваги однієї моделі над іншою для індексу згоди і максимального відхилення досліджуваної різниці розрахункових і експериментальних значень параметрів для індексу незгоди.

Застосування вказаних багатокритеріальних методів прийняття рішень дозволило узгоджено визначити розрахункову модель найбільш близьку до експерименту.

МОДЕЛИРОВАНИЕ ГИДРОДИНАМИКИ РЕАКТОРА ПАРОГЕНЕРАТОРА РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ ВВЭР- 1000 ПРИ НАРУШЕНИИ НОРМАЛЬНЫХ УСЛОВИЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ В ПРОГРАММЕ «SIMINTECH»

*Степанов А.А., Фокин С.Н., Шлапак Н.П.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г.Обнинск*

Моделирование гидродинамики реактора парогенератора реакторной установки ВВЭР-1000 при нарушении нормальных условий эксплуатации (НУЭ) имеет большое значение во многих аспектах в области ядерной энергетики.

Реакторные установки типа ВВЭР являются самыми распространёнными в России, а также самыми экспортируемыми в другие страны (Беларусь, Египет, Турция и т.д.). Моделирование нарушений НУЭ даёт важную информацию о том, как системы реактора ведут себя при различных стрессовых воздействиях, что может послужить основой для эффективных стратегий проектирования и эксплуатации.

Гидродинамическое моделирование является одним из основных элементов в исследовании режимов работы реакторной установки. Гидродинамика связана с потоком теплоносителя и теплопередачей, является ключевым аспектом в реакторной установке, и возможность численного его моделирования, позволяет получить более полную информацию о работе реактора, тем самым значительно повысить безопасность установки, а также подобрать оптимальные параметры работы в различных режимах.

Выбранное нами программное обеспечение «SimInTech» обладает широкими возможностями в области компьютерного моделирования, в особенности в задачах с изменяющимися во времени параметрами.

Моделирование будет проводится для следующих исходных событий:

1. Отклонение температуры теплоносителя первого контура: если рабочая температура существенно отклоняется от нормального рабочего диапазона, это считается нестандартными

умовами. Це може статися внаслідок розриву головного циркуляційного трубопроводу (ГЦТ)

2. Перепад тиску: Зміна співвідношення робочого тиску, як занадто високого, так і занадто низького. Це може статися внаслідок розплаву активної зони (АЗ)

3. Колебання реактивності: Будь-яке значуще відхилення від очікуваної реактивності. Це може статися внаслідок отруєння ксеноном або самарієм.

4. Відхилення витрати теплоносія: Значущі відхилення від стандартного витрати теплоносія реактора можуть вимагати застосування різних експлуатаційних протоколів. Це може статися внаслідок течії.

«SimInTech» може дати уявлення про роботу системи, але для більш точної оцінки можуть знадобитися додаткові розрахунки в інших більш точних програмних комплексах, таких як Ansys.

Література

1. Белозеров В.И., Жук М.М., Кузина Ю.А., Терновых М.Ю. «Физика и эксплуатационные режимы реактора ВВЭР-1000»; М-во образования и науки РФ, Нац. исслед. ядерный ун-т «МИФИ», Обнинский ин-т атомной энергетики. — М.: НИЯУ МИФИ, 2014.

2. Андрущенко С.А., Афров А.М., Васильев Б.Ю., Генералов В.Н., Косоуров К.Б., Семченков Ю.М., Украинцев В.Ф. «АЭС с реактором типа ВВЭР-1000. От физических основ эксплуатации до эволюции проекта» — М.: Логос, 2010.

МОДЕЛИРОВАНИЕ ГИДРОДИНАМИКИ ПАРОГЕНЕРИРУЮЩЕЙ УСТАНОВКИ РЕАКТОРА ВВЭР-1000 ПРИ НАРУШЕНИИ УСЛОВИЙ НОРМАЛЬНОЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ В СИСТЕМЕ ANSYS

*Фокин С.Н., Степанов А.А., Шлапак Н.П.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Парогенераторы (далее – ПГ) для АЭС с реакторной установкой (далее – РУ) типа ВВЭР представляют собой рекуперативный теплообменный аппарат с погружённой

поверхностью теплообмена, выполненной из горизонтально расположенных U-образных теплообменных змеевиков. Он предназначен для передачи тепловой энергии из первого контура во второй [1].

Высокая технологичность и точность в производстве, установке приводит к важности предварительных расчётов не только процессов, происходящих при нормальной эксплуатации, но и процессов нарушения нормальной эксплуатации. Также такие расчёты способствуют дополнительному обоснованию безопасности использования данного оборудования [2].

Целью данной работы является анализ параметров ПГ РУ ВВЭР-1000 путём его моделирования в программном комплексе ANSYS в различных состояниях. Рассматриваются состояния, достигнутые вследствие следующих событий:

- 1) расплав активной зоны;
- 2) разрыв трубопровода первого контура;
- 3) нестационарное ксеноновое отравление.

Эти события комплексно влияют на работу ПГ.

При расплаве активной зоны значительно (вплоть до кипения) повышается температура теплоносителя первого контура, возможно попадание радиоактивной пароводяной смеси в ПГ.

Разрыв трубопровода первого контура приведёт к понижению давления (возможно до 0) в отдельных ПГ, возможно вскипание, уменьшение расхода.

Ксеноновое отравление влечёт за собой уменьшение тепловой мощности РУ, а следовательно, снижение температуры теплоносителя первого контура.

Программный комплекс ANSYS – это гибкое и надёжное средство для моделирования и анализа. Для расчёта движения жидкостей и газов предназначен модуль ANSYS CFX. Его и предлагается использовать в данной работе.

Литература

1. Лескин С.Т., Шелегов А.С., Слободчук В.И., Физические особенности и конструкция реактора ВВЭР-1000: учебное пособие для вузов / НИЯУ МИФИ 2011
2. Андрушечко С.А., Афров А.М. и др. АЭС с реактором типа ВВЭР-1000. – М., 2010

**ПЕРСПЕКТИВЫ ПРИМЕНЕНИЯ ЭЛЕКТРИЧЕСКОГО
НЕРАЗРУШАЮЩЕГО КОНТРОЛЯ ДЛЯ
ПРОИЗВОДСТВА И ЭКСПЛУАТАЦИИ ОБОРУДОВАНИЯ
РЕАКТОРНЫХ УСТАНОВОК ЧЕТВЕРТОГО
ПОКОЛЕНИЯ**

*Щербаков А.А., Сурин В.И., Иванов М.Б.
НИЯУ МИФИ, г. Москва*

Согласно международным стандартам по контролю промышленных изделий, входящих в перечень оборудования АЭС, в документах МАГАТЭ предусмотрен электрический неразрушающий контроль на основе электроконтактного метода (IAEA Safety Standards Series № Ns-G-2/6).

Результаты применения электрического неразрушающего контроля (ЭНК) [1-4] подтверждают высокую эффективность электрических методов неразрушающего контроля в условиях промышленного производства, а также свидетельствуют о возможности их дальнейшего использования непосредственно при эксплуатации реакторных установок в соответствии с международными стандартами.

Оборудование перспективных реакторных установок четвертого поколения достаточно сложно в изготовлении, изобилует сварными швами и высоконагруженными соединениями, предполагает использование в условиях высокой температуры. Такое оборудование требует контроля на всех стадиях жизненного цикла.

Для решения озвученной задачи могут применяться устройства ЭНК в составе средств автоматизированного контроля. Такие приборы могут быть спроектированы в виде подвижных автоматизированных измерительных приборов и устройств, самостоятельно передвигающихся по поверхности объекта контроля.

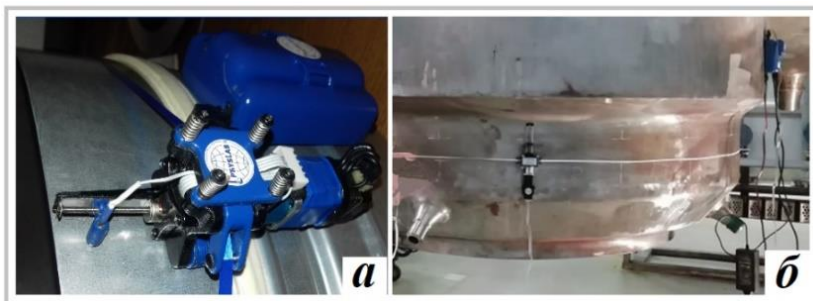


Рис. 1. Автоматизированный прибор ЭНК сварных соединений (а).
Испытание прибора в чистом зале завода АО «АЭМ-технологии
«Атоммаш» г. Волгодонск (б)

Пример реализации такого автоматизированного устройства представлен на рисунке 1 (б). Прибор имеет два функциональных блока: непосредственно, подвижный датчик для сканирования поверхности (рис. 1 (а) на переднем плане) и блок автоматизированного управления датчиком (рис. 1 (а) на заднем плане).

Для контроля сварных соединений в процессе эксплуатации оборудования возможно использование неподвижных приборов и устройств, размещаемых на контролируемой поверхности в заранее определенном наиболее нагруженном месте. Такой автоматизированный прибор производит измерения в автоматическом режиме, что позволяет осуществлять непрерывный контроль на протяжении всего срока эксплуатации оборудования.

Работа выполнена в рамках Госзадания (проект FSWU-2022-0016) при поддержке Министерства науки и высшего образования РФ.

Литература

1. Бекетов, В.Г. и др. Исследования качества сварных соединений приварки узла коллектора к патрубку парогенератора ПГВ 1000 методом сканирующей контактной потенциометрии // Будущее атомной энергетики. XIII

Міжнародна научно-технічна конференція – Обнінськ: ІАТЭ НІЯУ МІФІ, 2017, – С. 170-172.

2. Сурін В.І., і др. Контроль зварних швів і різбових отворів електричним методом. // Безпека ядерної енергетики. тези доповіді ХVІІІ Міжнародної науково-практичної конференції. Волгодонськ, 2022. С. 21-23.

3. Сурін В.І. і др. Представлення результатів електричного контролю методом електрофізическої хроматографії // Глобальна ядерна безпека. 2023. № 2 (47). С. 39-49.

4. Сурін, В.І. і др. Обоснование применимости метода сканирующей контактной потенциометрии для контроля оборудования АЭС при его изготовлении // Глобальная ядерная безопасность, 2023, №1(46), – С. 37-54.

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ НОВЫХ ТИПОВ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ С ЦЕЛЬЮ СТРОИТЕЛЬСТВА АЭС В «ПРОБЛЕМНЫХ» РЕГИОНАХ

*Давыдов Е.С., Попова Т.С., Холодова А.А.
ВИТИ НІЯУ МІФІ, г. Волгодонськ*

В сучасному світі атомні електростанції (далі по тексті - АЕС) є невід'ємною частиною нашого життя. Вони мають ряд переваг у порівнянні з іншими джерелами електроенергії не тільки за обсягом її виробництва, але й за масштабами зайнятого місця (для функціонування АЕС не потрібно величезних територій), в екологічному плані, в відносній дешевизні електроенергії для користувачів і т.д.

Але, як відомо, для роботи більшості АЕС застосовуються ядерні реактори серії ВВЕР, які використовують як затримувач і теплоносіть звичайну воду. Це говорить про неможливість використання ядерних реакторів даної серії, наприклад, в пустельних регіонах. Крім цього, будівництво АЕС нерационально також і в гірських регіонах, зокрема, через відсутність придатних площ для їх розміщення, а во-

вторых, из-за высокого уровня сейсмоактивности. Частично обозначенные проблемы удалось устранить, создав, к примеру, первую в мире плавучую АЭС. Но вот проблема строительства АЭС в регионах, не имеющих доступа к воде, остается до сих пор нерешенной.

Одной из технологий, которая позволит нивелировать данную проблему, может стать использование реакторов на жидкометаллическом теплоносителе. Данному типу реактора не требуется водяное охлаждение, за счет чего его будет возможно применять в строительстве АЭС в «проблематичных» с точки зрения природных аномалий регионах. Принципиальное отличие такого реактора заключается в использовании натрия и калия в качестве теплоносителей. Обозначим преимущества данного типа реакторов. Так, например, реактор с жидкометаллическим теплоносителем имеет повышенную потенциальную безопасность и обладает лучшей молекулярной теплопроводимостью. Однако за время эксплуатации данного типа реактора было зафиксировано немало случаев утечки, связанных с тем, что натрий имеет высокую реакционную способность.

В связи с этим стоит рассмотреть еще один тип реакторов, эксплуатация которого возможна в проблематичных регионах. Развитие реакторов на жидком тории, в которых для охлаждения используется расплав солей (термическая соль). Данный тип реактора не требует водяного охлаждения, а доступность и дешевизна тория в сравнении с ураном, позволяет снизить издержки на производство электроэнергии и на ее конечную цену для потребителей. Данный тип реактора имеет повышенную безопасность и более долгий срок эксплуатации в сравнении с реакторами серии ВВЭР. Это достигается за счет того, что солевой теплоноситель способен работать при более высокой температуре, но с более низким давлением в системе, тем самым уменьшая механическое напряжение. Принцип работы реактора на тории заключается в искусственном создании обогащенного урана за счет облучения тория-232 вспомогательным радиоактивным топливом. После этого происходит обычная ядерная реакция – расщепление урана и выделение тепла [1].

Незважаючи на мале кількість пустинних територій в Росії, дані реактори будуть актуальні для продажу країнам Близького Сходу і Африки, де кількість АЕС ничотжно мало.

Таким образом, розробка нових типів реакторів і їх використання при будівництві АЕС, дозволять не тільки отримувати більш дешеву електроенергію, але і усунувати можливі недоліки звичайних нам реакторів. Це в свою чергу, дозволить експлуатувати АЕС в самих складних з точки зору географії регіонах світа.

Література

1. Киселев, Г. В. Історія реалізації торієвого режиму в радянському Атомному проекті / Г. В. Киселев, В. Н. Конев // Успіхи фізических наук. – 2007. – Т. 177, № 12. – С. 1361-1384. – EDN IFAWSB.

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ МЕТОДОВ ОБОБЩЁННОГО АНАЛИЗА ДЛЯ ПРОГНОЗИРОВАНИЯ ГИДРАВЛИЧЕСКОГО СОПРОТИВЛЕНИЯ

*Ракова Д.И., Андреев В.В., Мамбве М.М.
НГТУ им. Р.Е. Алексеева, г. Нижний Новгород*

Гідравлічне опір каналів, як правило, визначається експериментально. Різниця в побудові каналів, властивостях рідин, шорсткостях, діапазоні швидкостей впливають на необхідність проводити випробування для кожного контуру, що забезпечує високу трудомісткість і дороговизну.

Дані недоліки викликають необхідність використовувати інші методи для визначення цієї величини, здатні зменшити кількість випробувань. Одним з методів є загальний аналіз, який дозволяє універсалізувати дослідження і отримати найбільш раціональну форму представлення результатів без шкоди точності і детальності.

Эта методика позволяет избежать необходимости проводить лабораторные исследования при работе с каналами простых форм, в которых сниженные требования к точности. Он подходит и для каналов более сложных форм, но необходимо исследовать большее количество параметров. Для подобных каналов нельзя полностью универсализировать исследования, но можно изучить данные, полученные при каких-то конкретных условиях (близкие по величине диаметры каналов, вид теплоносителя и др.), и с помощью выявленных зависимостей спрогнозировать значения.

В качестве безразмерных коэффициентов для исследования гидравлического сопротивления по методике обобщённого анализа предлагается взять приведенное гидравлическое сопротивление, приведенный коэффициент Рейнольдса и тангенс угла наклона участка кривой гидравлического сопротивления в турбулентной области, спрямленной в логарифмической системе координат [1].

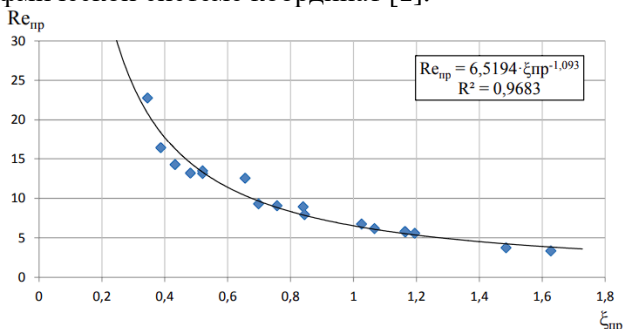


Рис. 1. Зависимость приведенного числа Рейнольдса ($Re_{пр}$) от приведенного значения гидравлического сопротивления ($\xi_{пр}$)

Приведенные показатели сопротивления являются координатами точки в трехмерном пространстве. Эта точка будет содержать эмпирическую экспериментальную информацию о традиционной форме зависимости сопротивления от числа Рейнольдса в пространстве приведенных показателей сопротивления. Повторяя подобное преобразование для большого количества кривых сопротивления, можно получить в пространстве приведенных показателей некую зависимость.

Проекції цієї залежності на відповідні площини в тривимірній системі координат дозволяють отримати вираження для функціональної зв'язи між парами приведених показників гідрравлического опору:

$$Re_{пр} = f(\xi_{пр}), \xi_{пр} = f(tg(\alpha)_{пр}), tg(\alpha)_{пр} = f(Re_{пр}).$$

В якості прикладу, одна з таких залежностей приведена на малюнку 1.

Дані залежності приведених параметрів, побудовані в тривимірних координатах, представляють собою модель, яка може бути використана для визначення гідрравлического опору контурів з певними умовами.

Література

1. В.В. Андреев, О.В. Андреева, А.М. Самойлов, Н.П. Тарасова, Д.И. Ракова, А.М. Никулина, Н.Г. Катков, К.Г. Галстян, И.А. Симонов. Оцінка параметрів узагальненої залежності приведених показників гідрравлического опору. // Научно-технічний вісник Поволж'я. 2023. №10.
2. Г. П. Скребков, Н. А. Федоров. Методологія узагальнення гідрравлического опору труб і плоских стінок // Вісник ЧГУ. 2011. №3.
3. А.А. Гухман, А.А. Зайцев. Узагальнений аналіз. М.: Факторіал, 1998г., 304с.

ВЛИЯНИЕ ТУРБУЛЕНТНОГО ЧИСЛА ПРАНДТЛЯ НА РАДИАЛЬНЫЙ И ВЫСОТНЫЙ ПРОФИЛЬ ТЕМПЕРАТУРЫ В ТВЭЛЕ БЫСТРОГО РЕАКТОРА

*Захаров М.Ю., Тихомиров Г.В., Чубаров М.А.
НИЯУ «МИФИ», г. Москва*

В дорожній карті «Generation IV» розглядаються шість типів реакторів, в тому числі швидкі реактори з свинцевим теплоносієм [1]. Серед концептуальних проєктів даного типу реакторів найбільш близьким до етапу реалізації вважається російський проєкт БРЕСТ-ОД-300 [2].

Этап научно-технического обоснования проектов инновационных реакторов опирается на различные расчетные коды, точность которых зависит от закладываемых разработчиками в модель параметров. Также эти параметры являются исходными данными при создании цифровых двойников, проведении виртуальных экспериментов и напрямую влияют на консервативность принимаемых при проектировании решений, отражающихся на стоимости энергоблока, показателях безопасности и конкурентоспособности [3].

Одним из таких параметров является турбулентное число Прандтля, которое отображает взаимосвязь между турбулентным переносом количества движения и тепла по нормали к основному направлению потока. По сравнению с традиционными видами теплоносителей, вроде воды, значение турбулентного числа Прандтля у жидких металлов, согласно различным корреляционным соотношениям, может варьироваться от 1 до 4. Авторами многочисленных работ указывается, что модели Кейса, Аоки, а также Ченга и Така лучше всего подходят для эвтектики свинец-висмут.

Целью данной работы является анализ влияния турбулентного числа Прандтля на температурное распределение в твэле (и прилегающем слое жидкого свинца) реактора БРЕСТ-ОД-300 с помощью CFD-моделирования в пакете программ «ЛОГОС».

В качестве геометрической модели для расчета температурных полей использовалась 1/12 топливной ячейки высотой 1100 мм с заданием граничных условий симметрии. Расчет проводился в стационарной постановке с использованием SST k- ω модели турбулентности и различными корреляциями для турбулентного числа Прандтля.

В результате сравнения рассчитанных температурных полей, модель для расчета турбулентного числа Прандтля, предложенная Ченгом и Таком [4], продемонстрировала наилучшее согласие с аналитическим решением и может быть рекомендована в качестве основной корреляции при моделировании теплообмена в реакторе со свинцовым теплоносителем.

Робота виконана в рамках Госзадання (проект FSWU-2022-0016) при підтримці Міністерства науки і вищого освіти РФ.

Література

1. I. Pioro et al. Handbook of Generation IV Nuclear Reactors: A Guidebook. - United Kingdom: Woodhead Publishing, 2022.
2. C. F. Smith, L. Cinotti. Lead-cooled fast reactor. Handbook of Generation IV Nuclear Reactors. - United Kingdom: Woodhead Publishing, 2016.
3. Е.О. Адамов и др. Белая книга ядерной энергетики. Замкнутый ЯТЦ с быстрыми реакторами. - М.: Изд-во АО «НИКИЭТ», 2020.
4. X. Cheng, N.I. Tak CFD analysis of thermal-hydraulic behavior of heavy liquid metals in sub-channels// Nuclear Engineering and Design. 2006. V. 236 (18). P. 1874.

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

РЕАЛИЗАЦИЯ АЛГОРИТМА СВЕТЛЯЧКОВ И
ИССЛЕДОВАНИЕ ВОЗМОЖНОСТИ ЕГО ПРИМЕНЕНИЯ
ДЛЯ ЗАДАЧ ПОИСКА ОПТИМАЛЬНЫХ
ХАРАКТЕРИСТИК ЯЭУ

Гуркин Д.В.¹, Белоусов В.И.², Иоаннисиан М.В.²

¹*ИАТЭ НИЯУ МИФИ, Обнинск*

²*НИЦ КУРЧАТОВСКИЙ ИНСТИТУТ, г. Москва*

В настоящее время тяжело найти области науки, в которых бы не решались оптимизационные вопросы, связанные с вычислением оптимальных параметров характеристик исследуемого объекта. В большинстве случаев данные задачи сводятся к вычислению экстремумов многомерной функции, описывающую связь множества параметров объекта и значения функции, которое характеризует оптимум выбранных параметров объекта. Алгоритмы решения таких задач находят широкое применение в задачах проектирования, конструирования и т.п. В частности, для области проектирования ядерно-энергетических установок и реакторов, имеются оптимизационные вопросы, связанные с обоснованием надёжности и экономичности установок. В данном случае примером может служить задача проектирования, заключающаяся в построении алгоритмов выравнивания высотного поля энерговыделения в реакторе путём профилирования содержания топлива. Такая задача является сильно многомерной, т.е. имеет большое количество параметров, и может иметь ряд трудностей в поиске оптимальных значений этих параметров детерминистическими методами. Для решения задач оптимизации мире разрабатываются стохастические оптимизационные методы [1, 2], которые отличаются тем, что их эффективность возрастает по мере увеличения многомерности

задачі. Слідуеть відзначити, що алгоритми таких методів добре адаптуються до сучасним багатопроцесорним обчислювальним засобам, що багаторазово збільшує їх швидкість.

Вивчення можливостей таких алгоритмів проводилось як за кордоном [1, 3], так і в Росії [2, 4]. В межах поточної роботи для дослідження обрано перспективний алгоритм світлячків, що належить до класу метаевристических методів, запропонованих природними явищами. Алгоритм і його варіації детально описані в роботах [3,4].

В поточній роботі представлені результати реалізації алгоритма світлячків на мові Python в вигляді програмного модуля і аналіз його робоспроможності. Модуль використовувався для розрахунку екстремума 10-мерної функції Розенброка [1]:

$$F(\mathbf{x}) = \sum_{i=1}^9 \left[100 \cdot (x_{i+1} - x_i^2)^2 + (1 - x_i)^2 \right]$$

Ця функція використовується для перевірки ефективності алгоритмів оптимізації, і пошук її мінімального значення вже є нетривіальною задачею. Данна функція має одну точку мінімуму – $\mathbf{x}=(1, 1, 1, 1, 1, 1, 1, 1, 1, 1)$, зі значенням функції – $F(\mathbf{x})= 0$.

Крім цього, представлена розроблена блок-схема розпаралеленого алгоритма для вирівнювання висотного поля енерговиділення твзла шляхом підбору вмісту палива. Для визначення поля енерговиділення передбачається використовувати нейтронно-фізическу програму, засновану на методі Монте-Карло.

Література

1. Cliff C. Kerr, Salvador Dura-Bernal , Tomasz G. Smolinski , George L. Chadderdon , David P. Wilson. Optimization by Adaptive Stochastic Descent. PLOS ONE: 2018 - 16p.
2. П.В. Матренин, М.Г. Гриф, В.Г. Секаев. Методи стохастической оптимізації: учебное пособие. Новосибирск: Изд-во НГТУ, 2016. – 67 с.
3. Xin-She Yang. Nature-inspired metaheuristic algorithms / - University of Cambridge, United Kingdom: 2010. - 147p.

4. А. П. Карпенко. Современные алгоритмы поисковой оптимизации. Алгоритмы, вдохновленные природой: учебное пособие /— Москва : Издательство МГТУ им. Н. Э. Баумана 2014. — 446.

МЕТОДЫ МОДЕЛИРОВАНИЯ АКУСТИЧЕСКИХ ШУМОВ ОБОРУДОВАНИЯ КОНТУРОВ ЦИРКУЛЯЦИИ РЕАКТОРНЫХ УСТАНОВОК ВВЭР

*Белоусов П.А., Шещукова В.В., Фомина Т.Н.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Целью данной работы является исследование эффективности современных методов и программных средств для решения задач диагностики по акустическим шумам.

Данной тематике было уделено немало внимания со стороны ученых и исследователей, в том числе и из Обнинского института атомной энергетики [1]. Для технического обеспечения концепции "течь перед разрушением" в проектах реакторных установок с ВВЭР предусматриваются системы обнаружения течей в первом и втором контурах. Согласно данной концепции, при возникновении сквозного дефекта в процессе эксплуатации и его превращении в сквозной полный разрушения трубопровода не произойдет до тех пор, пока длина сквозного дефекта не превысит критического значения.

В работах [1; 2] описываются различные методы интеллектуального анализа данных для фильтрации сигналов и диагностирования течи трубопроводов ВВЭР на основании данных, полученных от системы акустического контроля течи (САКТ).

Одной из проблем локальной диагностики является интерпретация диагностического события. Система контроля и диагностики должна осуществлять поддержку пользователя при решении данной проблемы.

Если подобные события уже свершались, то необходимо автоматизировать процесс диагностирования и предоставить пользователю в помощь всю диагностическую информацию по другим доступным источникам.

В даній роботі передбачається порівняння роботи акустичних систем контролю течі з енергоблоками різних атомних станцій, де дана система була встановлена.

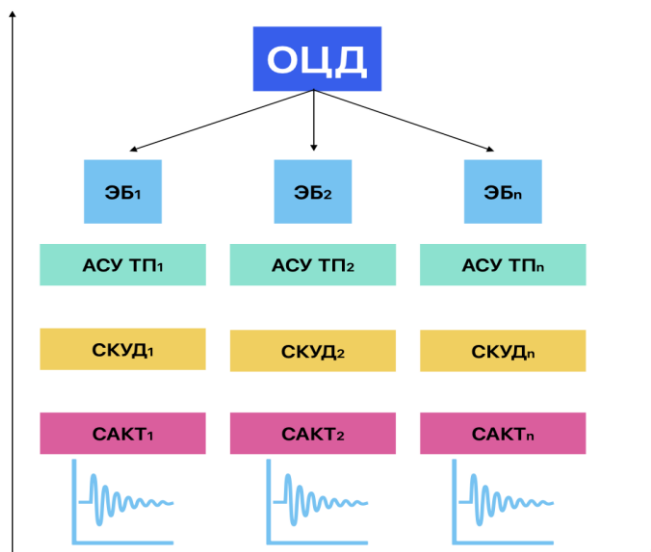


Рис. 1. ОЦД

Благодаря такому сравнению можно будет не только проанализировать работу систем, а также собрать базу данных, которая позволит кластеризовать дефекты и соответственно, даст пользователю расширенную информацию по диагностическим событиям по данной системе.

Литература

1. Скоморохов А., Кудряев А., Морозов С. Нейросетевые модели фильтрации сигналов и диагностирования течі трубопроводов ВВЭР // Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. — 2010. — Т. 8, No 4. — С. 72—80.
2. Skomorokhov A., Belousov P., Morozov S. Cluster analysis of signals in the acoustical leakage detection // Izvestiya Vysshikh Uchebnykh Zavedenij. Yadernaya Ehnergetika. — 2006. — Т. 9, No 4. — С. 3—12.

3D-ПЕЧАТЬ ОСНОВНЫХ УЗЛОВ УЗК-МАНИПУЛЯТОРА ДЛЯ АВТОМАТИЗИРОВАННОГО КОНТРОЛЯ КОРПУСОВ ОБОРУДОВАНИЯ РЕАКТОР-НОЙ УСТАНОВКИ АЭС С РЕАКТОРАМИ ВВЭР-1200

*Смирнов А.А., Чемров Д.А.
АО "Атомэнергоремонт", г. Москва*

На данный момент для проведения ультразвукового автоматизированного контроля корпусов оборудования (компенсатора давления, парогенератора и баков САОЗ) используется сканер SPH («Таракан»), который разработан в первую очередь для ультразвукового контроля ферритных трубопроводов, а также трубопроводов из нержавеющей стали. Сканер также можно применять для контроля плоских стальных поверхностей. Система состоит из манипулятора на магнитных колесах и датчиков ультразвукового контроля, блока управления манипулятором и дефектоскопа, на который подается сигнал с датчиков.

При эксплуатации манипулятора, который применяется сегодня для проведения ультразвукового контроля, был выявлен ряд параметров, которые могут повлиять на более эффективное проведение диагностики. В первую очередь, это повышение ремонтпригодности и скорости проведения оперативного ремонта оборудования. Во вторую очередь, это экономия при эксплуатации, ремонте и изготовлении системы. Важным преимуществом является также импортоза-мещение иностранного оборудования, т. к. системы поставляются из-за границы.

Для этих целей было предложено использовать метод 3D-печати, где в качестве материала используются различные виды пластика. С этими целями в конструкцию манипулятора были внесены некоторые изменения. А именно:

- изменено расположение и размеры двигателя, системы приводов;
- изменена форма корпуса;

- змінено шасі маніпулятора таким образом, чтобы увеличить прочность конструкции, а также сделать замену колес, валов, лап энкодера, ремней более удобной и быстрой;

- змінено розташування і форма кріпежа осі Y і ручки маніпулятора.

До початку розробки к маніпулятору були пред'явлені наступні вимоги:

- простота створення сканера;
- ремонтпридатність;
- виготовлення запасних частин в кратчайшее время;
- ціна;
- власне виробництво в будь-якій точці світу.

Створюваний прототип був розроблений на основі системи хорватської компанії HRID, після чого його було необхідно адаптувати під особливості нового матеріалу, тим самим задействовавши переваги нової розробки в вигляді швидкозмінних вузлів деталей, а також нивелювати низьку міцність в порівнянні з металевий конструкцією попередньої системи.

Одним з переваг розробляваного маніпулятора є найбільш дешева і доступна база для створення деталей на основі PLA+ пластику. Другою перевагою даного проекту над попередньою системою –це можливість швидкої заміни вузлів і елементів конструкції.

Табл. 1. Параметри деталей

<i>Тип пластика</i>	<i>Температура плавлення, °C</i>	<i>Температура розм'якчення, °C</i>	<i>Температура експлуатації izdelij, °C</i>	<i>Прочність на изгиб, Мпа</i>	<i>Прочність на разрыв, Мпа</i>
PLA +	180	70	-30 – 50	75	60
ABS	185	100	-40 – 80	41	22
HIPS	180	97	-40 – 70	37,6	16,4
PET G	225	80	-40 – 70	76,1	36,5

ТАРИРОВКА ЭЛЕКТРОПРИВОДА ЗАПОРНОЙ АРМАТУРЫ АЭС ПО МЕСТУ ЕЁ ЭКСПЛУАТАЦИИ

*Цыхлер Л.В., Петерс Н.А., Лапкис А.А.
ВИТИ «МИФИ», г. Волгодонск*

Стандарт АО «Концерн Росэнергоатом» [1] предписывает проводить базовые испытания на специализированных стендах, чтобы связать электрические параметры и крутящий момент привода запорной арматуры, выполнив тем самым его тарировку.

НИИ атомного энергетического машиностроения ВИТИ НИЯУ МИФИ предлагает совместить диагностирование по токово-временным параметрам и базовые испытания электроприводной арматуры (ЭПА) по месту её эксплуатации [2].

Для проведения таких испытаний необходимо использовать специальный переносной комплекс и датчик крутящего момента. Оценка технического состояния ЭПА по токово-временным параметрам опирается на используемую на АЭС методику [3].

На основе исследований, проведённых на стендах ВИТИ НИЯУ МИФИ был сформирован эталонный вид типовой циклограммы крутящего момента на валу ЭПА, включающий в себя инерционные характеристики привода.

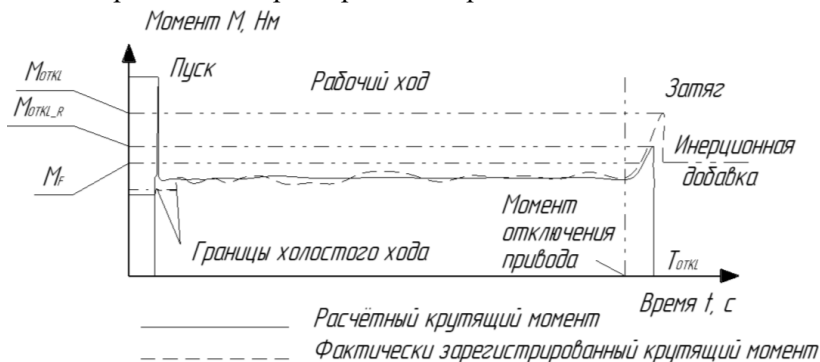


Рис. 1 Циклограмма операции «заккрытие»

На рисунке 1: $M_{откл}$ – фактическое значение крутящего момента при затяге, $M_{откл_R}$ – расчетное значение крутящего

момента при відключенні привода, M_f – характерний момент, T_{OTKL} – момент часу відключення привода.

Головними тарифовими характеристиками привода є:

- 1) КПД привода;

$$\eta = \frac{M_{fmean}}{N_p * M_{cmean}},$$

де N_p – передаточне число привода, M_{fmean} – фактичний крутячий момент на валу привода, усереднений по участку робочого ходу, M_{cmean} – розрахунковий крутячий момент на валу електродвигателя, усереднений по участку робочого ходу;

- 2) інерційна добавка;

$$D_{INER} = M_{OTKL} - M_{OTKL_R}$$

- 3) частка моменту на гальмування (при наявності);

$$M_{BRAKE} = \frac{M_{OTKL} - M_{\Phi}}{M_{OTKL_R} - M_{\Phi}}$$

- 4) характерний момент M_f (при наявності)

Представлена форма циклограми враховує інерційні характеристики привода, впливаючі на показання, і на подальшу налаштування ЕПА, і діагностику її технічного стану.

Література

1. СТО 1.1.1.02.002.1857-2021 «Технічне діагностування електроприводної трубопроводної промислової арматури на енергоблоках атомних станцій. – АО «Концерн Росенергоатом». – Москва, 2021. – 60 с.
2. Лапкіс А.А., Нікіфоров В.Н., Калашников М.В., Цыхлер Л.В. Неіспованований потенціал базових випробувань електроприводів трубопроводної арматури АЕС для рішення завдань оперативного дистанційного контролю її технічного стану. – ХІХ Міжнародна науково-практична конференція «Безпека ядерної енергетики». 2023 с. 19-21.
3. МТ 1.2.3.02.999.0085-2010 «Діагностування трубопроводної арматури. Методика», НІІ «Енергомашиностроєння», 2010. – 127 с.

ИССЛЕДОВАНИЕ ЯВЛЕНИЯ ЭЛЕКТРОМАГНИТНОЙ ИНДУКЦИИ И РАЗРАБОТКА МОДЕЛИ ЛЕКТРОДВИГАТЕЛЯ ДЛЯ НАГЛЯДНОЙ ДЕМОНСТРАЦИИ

Коханова У.А.¹, Сысоева М.И.²

¹ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

²МКОУ СОШ №1, с. Кочубеевское

В настоящее время в основе многих устройств лежит явление электромагнитной индукции (ЭМИ), которое используется в электродвигателях.

Целью данной работы является исследование явления электромагнитной индукции на основе модели электродвигателя

Наиболее популярными направлениями, где используются законы ЭМИ, является область работы большинства двигателей, а также генераторов тока. Электромагнитная индукция применяется в создании индукционных печей, теплопередача происходит при помощи электромагнитных волн. Так же электродвигатели используются в атомной энергетике. Создаются атомные электродвигатели для АЭС.

Создание электродвигателя началось с задания нужных параметров. Была построена приблизительные схемы, найдены нужные значения и была создана модель, представленная на рис.1.

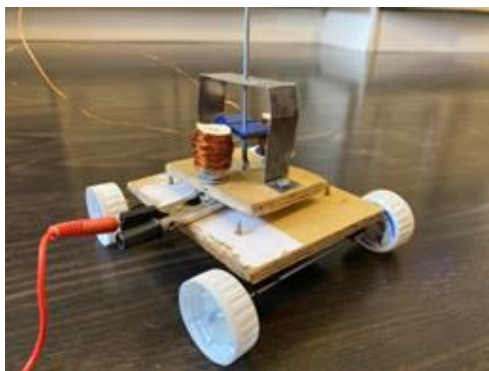


Рис. 1. Модель электродвигателя

ПРИМЕНЕНИЕ ФИЛЬТРА КАЛМАНА ДЛЯ ОБРАБОТКИ ПОКАЗАНИЙ ДЕТЕКТОРОВ ПРЯМОГО ЗАРЯДА

*Старшов В. Б., Шлапак Н. П.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Основу системы внутриреакторного контроля (СВРК) составляют детекторы прямого заряда (ДПЗ), практически равномерно расположенные внутри активной зоны. Они измеряют поле энерговыделения активной зоны (АЗ), путём количественного анализа плотности потока нейтронов.

Показания, получаемые с этих датчиков, зачастую, не отражают резких изменений в поле энерговыделения, как например, при сбросе ОР СУЗ [1].

Использование фильтра Калмана для обработки показаний, полученных с ДПЗ, позволяет добиться, во – первых, нивелирования шумов в показаниях ДПЗ, что хорошо заметно на рисунке 1.

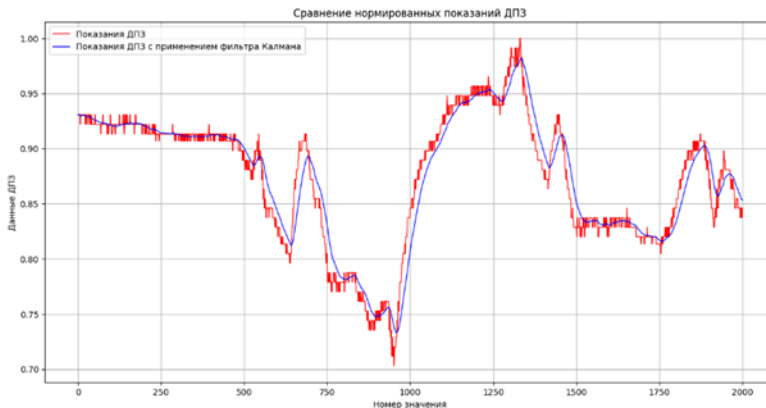


Рис.1 – сравнение графиков значений ДПЗ с применением фильтра и без него

Во-вторых, показания, к которым применён фильтр Калмана, более оперативно отражают изменения в поле энерговыделения [1].

В совокупности, эти два достоинства данного алгоритма фильтрации могут найти своё применение в современной СВРК.

В данной работе будет рассмотрено применение фильтра Калмана на показаниях, полученных с ДПЗ реактора

Калининской АЭС при поочерёдном вводе и выводе 18 ОР СУЗ.

Целью работы будет демонстрация способности алгоритма к «отсеиванию» шумов, а также устранения запаздывания показаний ДПЗ.

Литература

1. V. Mitin, N. Milto, M. Kuzmichev, L. Shishkov, S. Tsyganov. SPND detectors response at the control rod drop in VVER-1000. Measurements and modeling results. 16th Symposium of 69 AER on VVER reactor physics and reactor safety. Slovakia, 2006.

КОНТРОЛЬ И ИЗМЕРЕНИЕ ПАРАМЕТРОВ ВОЗДУШНОГО ПОТОКА НА АЭС

Фомина Т.Н.¹, Шешукова В.В.¹, Белоусов П.А.¹, Гордиенко А.С.²

¹ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

²АО СНИИП, г. Москва

Современный мир сложно представить без электронных устройств, которые плотно вошли в жизнь человечества. А это значит, что количество потребляемого электричества с каждым годом возрастает, что приводит к потребностям в развитии и использовании атомной энергетики.

Объекты атомной энергетики (атомные электростанции) нуждаются в системах радиационного контроля технологических, периодически обслуживаемых помещений ядерной паропроизводящей установки строгого режима.

Одной из таких измерительных систем является Комплекс измерения параметров воздушного потока МВ-22 [1]. Такой комплекс предназначен для автоматического непрерывного контроля параметров воздушного потока (скорости, температуры и влажности) в вентиляционных системах различных устройств и сооружений АЭС [2].

Комплекс МВ-22 состоит из датчика скорости воздушного потока, датчика температуры и влажности воздушного потока, устройства обработки и вывода информации, комплекта кабелей и компьютера с соответствующим программным обеспечением.

В настоящее время данная система успешно применяется на атомных электростанциях. В системе МВ-22 используются датчики импортного производства, ресурс которых со временем будет исчерпан. В связи с санкциями и сложностями приобретения использующихся импортных датчиков встает вопрос об их замещении на датчики отечественного производства или на другие доступные на сегодняшний день.

Для получения достоверных данных комплекс МВ-22 ежегодно подвергается проверке. Она включает: внешний осмотр, апробирование комплекса, определение метрологических характеристик, а именно, определение диапазона и погрешностей измерений скорости воздушного потока; определение диапазона и погрешностей измерений относительной влажности воздуха; определение диапазона и погрешностей измерений температуры воздушного потока. Также осуществляется проверка программного обеспечения.

Одним из недостатков проверки комплекса МВ-22 является тот факт, что она осуществляется в специализированном поверочном центре, который располагается в другом городе от объекта контроля. В связи с этим, приходится извлекать и производить транспортировку системы, подвергаемой загрязнению, на большие расстояния, что не всегда безопасно для окружающих.

В данной работе рассматривается вопрос о замещении труднодоступных импортных датчиков на соответствующие доступные. А также поднимается вопрос о разработке методики проверки непосредственно на объектах, на которых установлена система МВ-22.

Литература

1. ООО НПП «РАДИКО», Технические условия ШРЯИ.416136.007ТУ «Комплекс измерения параметров воздушного потока МВ-22»;

2. ООО НПП «РАДИКО», ШРЯИ.416136.007РЭ, Руководство по эксплуатации МВ-22.

РАЗРАБОТКА АВТОМАТИЗИРОВАННОЙ СИСТЕМЫ ДИАГНОСТИКИ ЭЛЕКТРООБОРУДОВАНИЯ ПРОМЫШЛЕННЫХ ПРЕДПРИЯТИЙ

Дворецкий С.В.¹, Распопов Д.А.², Белоусов П.А.¹

¹ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

*²Частное учреждение по цифровизации атомной отрасли
«Цифрум», г. Москва*

В системах электроснабжения промышленных предприятий присутствует большое количество потребителей электроэнергии. Аварии в энергосистеме приводят к простою предприятий и потере дорогостоящего оборудования из-за снижения качества электроэнергии [1].

Существующие системы и методы прогнозирования технического состояния базируются на физических параметрах электрооборудования, и зачастую не способны выявлять неисправности на ранних стадиях. Применение таких диагностических признаков как мгновенная мощность и шумовые характеристики тока и напряжения, зачастую игнорируемых при разработке методов контроля, позволит эффективнее решать данную проблему [2].

Разрабатываемая автоматизированная система диагностики должна охватить широкую номенклатуру электрооборудования промышленного предприятия, позволяя оптимизировать прогнозирование состояния оборудования и защитить промышленную сеть электроснабжения от воздействия неисправных агрегатов.

Создание системы выполняется в несколько этапов:

1. Создание прибора, позволяющего регистрировать с высокой частотой дискретизации шумовые характеристики оборудования предприятия.

2. Построение подсистемы сбора, хранения и обработки данных потребителей электросети.

3. Разработка математических моделей оценки и прогнозирования технического состояния электрооборудования на основе методов машинного обучения и предиктивной аналитики.

Пример работы математической модели оценки и прогнозирования технического состояния электрооборудования для тестового стенда приведён ниже.

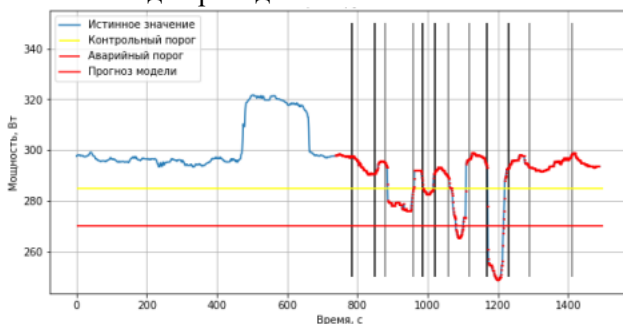


Рис. 1. Прогнозирование технического состояния электрооборудования с помощью алгоритма LSTM

Модель показала высокое качество прогнозирования. Для оценки точности алгоритма применялись метрики корень из среднеквадратичной ошибки и коэффициент детерминации (значения соответственно 3,1 и 0,93).

На данный момент разрабатываются модели, позволяющие прогнозировать техническое состояние оборудования на основании шумовых характеристик, и прибор, сочетающий функции регистрации, хранения и обработки данных потребителей электросети.

Литература

1. А. И. Хальясмаа Диагностика электрооборудования электрических станций и подстанций: учебное пособие — Екатеринбург : Издво Урал. ун-та, 2015.
2. С. В. Дворецкий, Д. А. Распопов, П. А. Белоусов Разработка моделей прогнозирования остаточного ресурса электроэнергетического оборудования АЭС // Студенческая научная весна - 2022 : сборник тезисов XII Всероссийской научно-практической молодежной конференции – Волгодонск 2022.

ДИАГНОСТИКА НАСОСНОГО ОБОРУДОВАНИЯ АЭС

*Абидова Е.А., Ковалев Н.С.
ВИТИ НИЯУ МИФИ, Волгодонск*

Методы диагностирования по параметрам питающей сети (токовому сигналу), регистрируемому с обмоток электродвигателя привода, получили наиболее широкое распространение, ввиду их мобильности, оперативности получения результатов обследования, возможности проведения дистанционных измерений [1]. Глубина научно-технической проработки обеспечивается изучением сигналов оборудования, выбором необходимых диагностических параметров и реализованной блок-схемой, для удобства анализа параметров с нормативными значениями и допусками.

Предлагаемая методика диагностики вращающихся механизмов АЭС по параметрам питающей сети заключается в разработке блок-схемы для автоматизированного расчета и определения параметров диагностического теста.

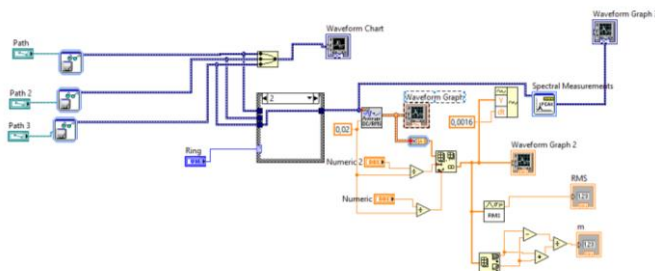


Рис. 1. Блок-схема диагностирования рабочих сигналов

Данная программа считывает значения трех разных фаз оборудования, выводит графические значения, необходимые для дальнейшего проведения диагностического тестирования оборудования. После запуска программы, мы обеспечиваем визуализацию сигналов тока двигателя в трех фазах на графике Waveform Graph. С помощью данного графика мы можем найти: пусковой ток в каждой фазе ($I_{пА}$, $I_{пВ}$, $I_{пС}$), рабочий ток в каждой

фазе (IpA, IpB, IpC), время активации (такт), время разгона (tраз) и время страгивания (tстр) в результате анализа огибающей тока.

На полученных графиках производится визуализация диагностических параметров: время активации, время страгивания, время разгона, время, пусковой ток, рабочий ток и модуляцию сигнала, и спектр огибающей рабочего тока фазы.

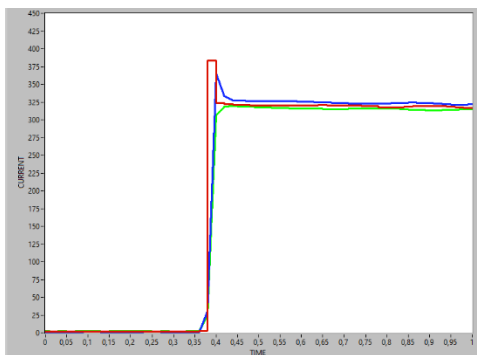


Рис. 2. Построение пускового тока разных фаз оборудования

Полученные данные помогают произвести расчеты для минимального диагностического теста оборудования и его текущего состояния. Ключевыми параметрами являются: относительная несимметричность максимального пускового тока, максимальный пусковой ток, относительная несимметричность рабочего тока.

Вывести данные параметры можно после построения циклограммы, огибающей сигнала тока по разным фазам. Измерение относительной несимметричности максимального пускового тока имеет важное значение для оценки пускового процесса, диагностики неисправностей, обеспечения безопасности и мониторинга работы агрегата [2]. Итоговым результатом работы является вывод таблицы с вычисленными диагностическими параметрами и сопоставление с нормативными значениями оборудования.

Временные параметры, с				Токовые параметры, А						
	такт	истр	тразг	InA	InB	InC	IpA	IpB	IpC	Insp/Ipср
1.1	1,2	12,8	11	383	371	320	59	58,5	56,1	
	tn	25		Inср	358		Ip ср	57,86666667		6,186636
				δ(In)	0,175977654		δ(Ip)	0,050135207		
1.2	1,34	13,2	11,53	409	383	322	61,35	60,75	58,21	
	tn	26,07		Inср	371,3333333		Ip ср	60,10333333		6,178249
				δ(In)	0,234290844		δ(Ip)	0,052243359		
1.3	1,41	14,1	14,83	397	377	318	60,62	57,12	55,35	
	tn	30,34		Inср	364		Ip ср	57,69666667		6,308857
				δ(In)	0,217032967		δ(Ip)	0,091339765		
1.4	1,25	12,5	11,12	379	361	313	53,25	50,56	49,25	
	tn	24,87		Inср	351		Ip ср	51,02		6,879655
				δ(In)	0,188034188		δ(Ip)	0,078400627		
1.5	1,27	12,3	12,25	393	381	328	58,25	58,12	55,09	
	tn	25,82		Inср	367,3333333		Ip ср	57,15333333		6,427155
				δ(In)	0,176950998		δ(Ip)	0,055289864		
1.6	1,28	13,4	11,73	396	385	334	58,62	57,85	55,04	
	tn	26,41		Inср	371,6666667		Ip ср	57,17		6,501079
				δ(In)	0,166816143		δ(Ip)	0,062620255		
1.7	1,44	14,4	10,42	383	356	312	55,25	54,35	52,95	
	tn	26,26		Inср	350,3333333		Ip ср	54,18333333		6,465703
				δ(In)	0,202664129		δ(Ip)	0,042448477		
1.8	1,51	11,8	9,78	401	384	341	59,62	59,25	55,63	
	tn	23,09		Inср	375,3333333		Ip ср	58,16666667		6,452722
				δ(In)	0,159857904		δ(Ip)	0,068595989		
1.9	1,12	12,1	15,5	382	365	314	57,25	55,75	55,21	
	tn	28,72		Inср	353,6666667		Ip ср	56,07		6,307592
				δ(In)	0,192271442		δ(Ip)	0,036383093		
1.10	1,23	12,8	13,13	396	375	325	66	60,25	61,14	
	tn	27,16		Inср	365,3333333		Ip ср	62,46333333		5,848765
				δ(In)	0,194343066		δ(Ip)	0,077805646		
1.11	1,33	14,9	12,73	412	388	335	63	59,25	58,52	
	tn	28,96		Inср	378,3333333		Ip ср	60,25666667		6,278697
				δ(In)	0,203524229		δ(Ip)	0,07434862		

Рис. 3. Вывод таблицы диагностических данных оборудования

Эффективность методики диагностики по параметрам питающей сети обусловлена мобильностью метода, оперативностью результатов, возможностью проведения удаленного обследования. Методика способствует повышению эффективности обнаружения неисправности на ранней стадии их возникновения [3].

Литература

1. А.Ф.Хайдарова, П.А. Неклюдова. Диагностика технического состояния насосов – Инновационная наука, 2017, 114-116 с.
2. О.Ю. Пугачева, В.Н. Никифоров, Е.А. Абидова, П.В. Синельщиков, Р.Г. Бабенко, Д.В. Сиротин, Ю.Н. Елжов. Цели и задачи организации диагностического мониторинга оборудования АЭС - Глобальная ядерная безопасность, 2015, 70-76 с.
3. Е.А.Абидова, О.В.Малик, Д.С. Гавриленко. Диагностирование оборудования АЭС с использованием фазово плоскостного метода - монография. М.: НИЯУ МИФИ, 2014. 34-36 с.

СЕКЦІЯ ІV
ЕКОЛОГІЯ І БЕЗОПАСНІСТЬ АТОМНОЇ
ЕНЕРГЕТИКИ

ОПРЕДЕЛЕНИЕ РАДИАЦИОННО-ХИМИЧЕСКОГО
ВЫХОДА ХЛОРВОДОРОДА ПРИ ОБЛУЧЕНИИ
ПЕСТИЦИДНОГО ПРЕПАРАТА «ГЕКСАХЛОРАН ДУСТ»
УСКОРЕННЫМИ ЭЛЕКТРОНАМИ

Маркова М. В., Нгома М., Мельникова Т. В., Удалова А. А.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

Возможность применения радиационных технологий для утилизации стойких органических загрязнителей является актуальной в настоящее время. В прошлой работе [1] изучалась радиационная устойчивость гексахлорциклогексана, действующего вещества пестицидного препарата «Гексахлоран дуст». Согласно результатам [1], при облучении сухого порошка данного препарата в линейке возрастающих доз от 10 до 700 кГр, были получены противоречивые данные, поэтому было принято решение продолжить исследование в диапазоне доз 700–1500 кГр.

Целью работы являлось определение радиационно-химического выхода (РХВ) хлористого водорода образующегося при разложении действующего вещества в составе сухого порошка пестицидного препарата «Гексахлоран дуст».

Образцы проб были облучены в центре обработки продуктов растительного и животного происхождения "Теклеор" на линейном ускорителе электронов УЭЛР 10-15-С. Облучение проводилось в линейке возрастающих доз от 700 до 1500 кГр (10 МэВ).

Изменение массы образцов осуществлялось гравиметрическим методом анализа (аналитические весы «ОНАУS Adventurer»).

Расчет РХВ проводился по формуле:

$$G = \frac{C * N_0 * 100}{D * f * \rho * 1000}$$

Где:

G – радиационно-химический выход HCl, молекул/100 эВ

C – молярная концентрация образовавшегося HCl, моль/л

N_0 – число Авогадро, $6,023 \cdot 10^{23}$ молекул/л

D – поглощенная веществом доза, Гр

f – коэффициент перехода от Грей к электронвольтам, $6,241 \cdot 10^{15}$ эв/(г*Гр)

ρ – плотность облучаемой системы, г/см³

В таблице (1) представлены массы и РХВ HCl для каждого облученного образца.

Табл. 1. Масса и радиационно-химический выход хлористого водорода

<i>Поглощенная доза, кГр</i>	<i>Масса образовавшегося HCl, мг</i>	<i>РХВ образовавшегося HCl, молекул/100 эВ</i>
700	25,1667±10,2693	1,27±0,83
800	12,9000±0,8021	0,57±0,06
900	7,6333±3,0716	0,30±0,19
1000	9,0667±0,8452	0,32±0,05
1100	11,4333±6,5372	0,37±0,34
1200	23,2333±6,1885	0,68±0,29
1300	26,7667±2,5465	0,73±0,11
1400	60,4000±35,5169	1,52±1,43
1500	18,2000±1,4731	0,43±0,06

В облученных образцах исследовали РХВ HCl, показавший изменение от 0,30±0,19 до 1,57±0,06 молекул/100 эВ. Однако четкой дозовой зависимости в массе образовавшегося HCl и его РХВ не наблюдалось. Причиной этого могут быть следы пестицидного препарата, оставшиеся на флаконе после экстракции, изменение скорости конвейерной ленты при облучении.

Литература

1 Маркова М.В., Мельникова Т.В., Полякова Л.П. Исследование радиационно-химической устойчивости альфа-, бета- и гамма-ГХЦГ в составе пестицидного препарата «Гексахлоран дуст»// Генетические и радиационные технологии в сельском хозяйстве: тезисы докл. международной конф. (Обнинск, 18-21 октября 2022 г.) – Обнинск, 2022. - С 145-147

**РАСПРЕДЕЛЕНИЕ ТРИТИЯ ПО ВЕГЕТАТИВНЫМ
ОРГАНАМ ДИКОРАСТУЩИХ РАСТЕНИЙ,
ПРОИЗРАСТАЮЩИХ НА ТЕРРИТОРИИ С
ПОДЗЕМНЫМ ИСТОЧНИКОМ ТРИТИЯ**

Михайлов А.В.^{1,2}, Лукашенко С.Н.¹, Эдомская М.А.¹

¹НИЦ «Курчатовский институт» -ВНИИРАЭ, г. Обнинск

²ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

Тритий является одним из основных радионуклидов в выбросах атомных станций во время штатной работы, определяющих коллективную дозу облучения населения. Он обладает высокой подвижностью, накапливается в почве и растениях и активно перемещается по трофическим цепям. Опубликованные результаты исследований распределения трития в растительных сообществах показывают значимые различия в его накоплении в различных органах одного растения в зависимости от пути его поступления [1], однако точных закономерностей распределения изотопа нет.

Цель данной работы – установить закономерности распределения трития по вегетативным органам дикорастущих растений, произрастающих на территории с подземным источником изотопа.

В качестве опытного объекта была выбрана территория, на которой ранее был обнаружен тритий (со значением концентраций выше фоновых) в воде поверхностного водотока, в водяных парах воздуха, в свободной воде почвы (в том числе в глубинных слоях) и растений.

В рамках данной работы во время экспедиционных выездов отбирались пробы доминантных видов растительности (срез под корень, с последующим разделением по вегетативным органам) на участке около 15 м². Отбирались следующие виды растений: Крапива (*Urtica*), Мягковолосник (*Myosoton*), Будра плющевидная (*Glechóma hederácea*), Пырей ползучий (*Elytrigia répens*), Рогоз широколистный (*Týpha latifólia*), Бодяк полевой (*Cirsium arvense*), Смородина (*Ribes*), Ива (*Sálix*), Клён (*Ácer*), Дуб (*Quércus*). Экспедиционные выезды проводились с мая по

июль 2023 года, что позволило проанализировать активность трития в органах растений в различные вегетационные стадии.

Тритий (в форме НТО) определялся в свободной воде растений. Для её извлечения пробы отжимались, проба очищалась методом дистилляции. Из очищенных проб свободной воды и жидкосцинтилляционного коктейля «ЛИРА-1» готовились аналитические образцы, которые анализировались на спектрометре «Tri-Carb 4810».

Обнаружено, что концентрация трития в свободной воде растений существенно зависит от вегетативного органа, фазы вегетации и вида растения, например: активность трития в свободной воде листьев и стебля Крапивы (*Urtica*) составила 3000 Бк/л и 900 Бк/л соответственно; за весь период вегетации активность трития в стеблях Смородины (*Ribes*) менялась от 800 Бк/л до 4600 Бк/л; активность трития в свободной воде ягод Смородины (*Ribes*) и стебля Рогоза широколистного (*Týpha latifolia*), отобранных в один день в пределах одного участка составило 1400 Бк/л и 5600 Бк/л соответственно.

Следует учесть, что содержание трития в воде водотока не менялась в течение всего периода исследования и соответствовало концентрации трития в воде почве на глубине от 5 до 90 см и составила 5600 Бк/л.

Исследование показало, что при исследованиях распределения трития в растительности следует обращать внимание на следующие факторы: тип отбираемого органа, вид растения и вегетационная стадия.

Исследование проведено за счет гранта РФФИ N23-24-00165.

Литература

1. Поливкина Е. Н., Ларионова Н. В., Ляхова О. Н. Оценка аэрального поглощения НТО культурой *Helianthus Annuus* в условиях Семипалатинского испытательного полигона //Радиация и риск (Бюллетень Национального радиационно-эпидемиологического регистра). – 2020. – Т. 29. – №. 1. С. 79-89.

ASSESSMENT OF CHEMICAL ELEMENTS AND RADIONUCLIDES BEHAVIOR IN WATERBODIES NEAR KARPOV INSTITUTE (OBNINSK)

*Nkausu A. K., Melnikova T.V., Udalova A.A.
IATE NRNU MEPhI, Obninsk*

Among the adverse impacts of environmental factors on ecosystems and human is the contamination of water and sediment systems. Despite freshwater essential to sustain the ecosystems, it is nevertheless consistently at a risk of getting contaminated. The most challenging aspect of characterizing toxicity control is the ability of freshwater and bottom sediments to accumulate, circulate, and subsequently convert contaminants into immobile forms that are hardly soluble in liquid, even in extremely small amounts.

The goal of this work was to study the behavior of chemical elements and radionuclides in waterbodies near Karpov Institute (Obninsk) for the year 2019 to 2022. The aims were to: determine chemical element migration (K_w), and radionuclides distribution (K_d) coefficients, study the seasonal dynamics of K_w and K_d as well as evaluate the influence of pH on coefficients in the waterbodies.

The water bodies were in the surveillance territory are the research water reservoirs of the vicinity waterleakage water-bodies 1 (sample sites 1, 1.1/1-13), 2-4 belonging to artificial water reservoirs, and the Dyrochnaya and Protva rivers, stretching 2.4 and 4.0 km from the Karpov Institute of natural systems of rivers.

Tabl. 1. Mobility intensity of different chemical elements in the waterbodies

Intensity of mobility	Literature data	Type of waterbody		
		Storage Waterbody (№1)	Artificial water reservoirs (№2-4)	Natural water flows (rivers) (№5 – 7)
strong	5,0 — 10,0	Cd, Cl	Cl, Cd, Fe	—
Medium	2,5—5,0	Zn, Cd, Cl	Cu Pb Zn	Zn
Weakly	1,5 — 2,5	Cl, Fe	K	
Very weakly	≤1,5	Fe, K, Pb, Cu, Cl	K, Cl, Fe, Cu, Zn	Cl, Cu, Pb, Fe, Cd, K, Zn

After investigating the water bodies regarding radioecological systems, the results suggest that there is high mobility of components in water-sediment systems with geo-accumulation ratios varying from $2,5 \cdot 10^{-5}$ to 7,67, and the key pollutants were Cl, Cd, Zn, and Pb, which indicated environmental concern levels as demonstrated: $Cl > Cd > Zn > Pb > K > Cu > Fe$ (Table 1).

Based on the calculations, series of water distribution analysis contrast was revealed that amount of ^{137}Cs ($9 \cdot 10^{-4}$ — 4229.8), range as the highest predominantly from the points 1.1 — 1.1/3 in the immediate leakage storage facility. ^{226}Ra , (33.1 — 1038.3) could be observer distributed in the natural waters to highly, ^{232}Th (4.9 — 623) was predominately high in the natural water points 6 — 7 in the rivers systems as well as ^{40}K ($8.0 \cdot 10^{-4}$ — 3911.8) in the artificially reservoirs (Table 2).

Tabl. 2. Radionuclides distribution in waterbodies

Type of waterbody	K _d Radionuclide			
	Cs	Th	Ra	K
Storage Waterbody (№1)	($9 \cdot 10^{-4}$ –4229.8)	(0.6—33.4)	(6.6—143.9)	(2.1 – 434.7)
Artificial water reservoirs (№2-4)	(1.1 —16.3)	(21.1 — 259)	(43.6—47.6)	($8.0 \cdot 10^{-4}$ —3911.8)
Natural water flows (rivers) (№5 – 7)	(0.2 — 15.2)	(4.9 — 623)	(33.1 — 1038.3)	(7.5 – 537.6)

In system water – sediments observed revealed that there is a signif-icant fluctuation of K_w and K_d in every season. A significant relation-ship between K_w and K_d with pH of water were established for separate elements and radionuclides.

References

1. Kasimov N. S., Vlasov D. V. Global and regional geochemical indexes of production of chemical elements // Geography, environment, sustainability. 2014. T. 7. № 1. C. 52–65.

2. Pozolotina V. N. и др. Migration and biological effect of natural heavy radionuclides on plants // Russian Journal of Ecology. 2000. Т. 31. № 1. С. 14–19.

3. Barkovsky A. N. Topical issues of sanitary and epidemiological requirements when using technogenic sources of ionizing radiation // Radiatsionnaya Gygiena = Radiation Hygiene. 2023. Т. 16. № 3. С. 6–12.

4. Silow E. A. A. K. Vinogradov: The toxicity of high-mineralized wastes for marine organisms. Kiev, Naukova Dumka, 1986, (in russ.), 160 p. // Acta hydrochimica et hydrobiologica. 1988. Т. 16. № 5. С. 558–558.

РАСПРЕДЕЛЕНИЕ ПЛУТОНИЯ В СИСТЕМЕ «ПОЧВА — ЛИЗИМЕТРИЧЕСКИЙ ПОЧВЕННЫЙ РАСТВОР — РАСТЕНИЕ»

*Шупик А.А.^{1,2}, Эдомская М.А.¹, Лукашенко С.Н.¹,
Анисимов В.С.¹, Анисимова Л.Н.¹, Сынзыныс Б.И.²*

¹НИЦ «Курчатовский институт ВНИИРАЭ», г. Обнинск

²ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

Миграция радионуклидов в системе «почва – почвенный раствор – растение», в том числе и плутония, определяется двумя основными процессами: переходом их из почвы в почвенный раствор и поглощением из почвенного раствора растениями.

В ходе вегетационного опыта определяли показатели миграции Рu в системе «почва – почвенный раствор – растение». В качестве объектов исследования использовали капусту пак-чой сорта «Холодок», горох сорта «Немчиновский-50» и овес сорта «Яков», а также дерново-подзолистую почву с внесенным Рu. Эксперимент проводили на специально разработанном вегетационном стенде, в замкнутом цикле, после уравнивания системы «почва-почвенный раствор» в течение 14 суток (рис. 1). Удельная активность ²³⁹⁺²⁴⁰Рu в почве составляла 400±60 Бк/кг, в почвенном растворе 0,19±0,05 Бк/л.

Прочность связывания Рu почвой отражает коэффициент распределения (Kd). Полученное значение Kd в 2100 ± 530 дм³/кг говорит о прочной связи Рu с почвенными частицами.

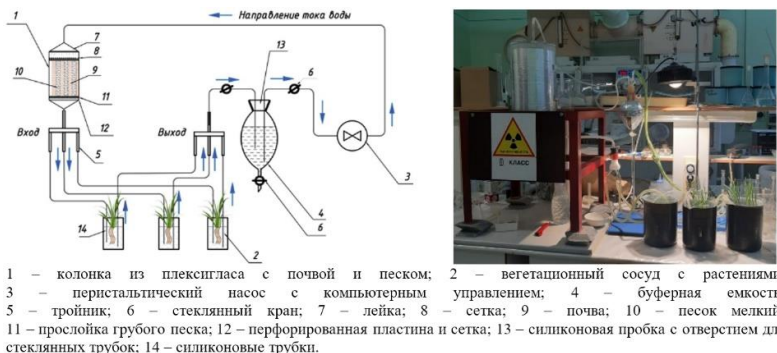


Рис. 1. Схема вегетационного стенда

Табл. 1. Коэффициенты накопления плутония

Вид культуры	Часть растения	По данным настоящего исследования		Литературные данные [1]
		К _{нвод}	К _{нпочв} (расчетное)	К _{нпочв}
Листовые овощи (капуста)	Надземная часть	$0,20 \pm 0,05$	$(9,4 \pm 2,3) \cdot 10^{-5}$	$4,30 \cdot 10^{-6} - 7,10 \cdot 10^{-3}$
	Корневая система	$6,0 \pm 1,2$	$(2,9 \pm 0,6) \cdot 10^{-3}$	—
Зерновые (овес)	Надземная часть	$0,32 \pm 0,08$	$(1,5 \pm 0,4) \cdot 10^{-4}$	$2,60 \cdot 10^{-3} - 4,60 \cdot 10^{-2}$
	Корневая система	$4,5 \pm 0,9$	$(2,1 \pm 0,4) \cdot 10^{-3}$	$8,30 \cdot 10^{-2} - 1,50 \cdot 10^{-1}$
Бобовые (горох)	Надземная часть	$0,22 \pm 0,06$	$(1,0 \pm 0,3) \cdot 10^{-4}$	$1,10 \cdot 10^{-4} - 1,30 \cdot 10^{-1}$
	Корневая система	$1,5 \pm 0,3$	$(7,0 \pm 1,4) \cdot 10^{-4}$	—

Для количественной оценки поглощения Рu выбран коэффициент накопления (Кн), рассчитываемый как отношение удельной активности в сухой массе растений к удельной активности среды выращивания – почва (К_{нпоч}) или почвенный

раствор ($K_{\text{вод}}$). Поскольку в работе проводили выращивание растений на почвенном растворе в замкнутой квазиравновесной системе $K_{\text{поч}}$, при условии пренебрежения влияния корней на почву, можно рассчитать из соотношения $K_{\text{поч}} = K_{\text{вод}}/K_d$. Полученные параметры миграции представлены в таблице 1.

Данные таблицы свидетельствуют, что расчетные значения $K_{\text{поч}}$ ниже, чем представленные в литературе. Данное различие показывает величину влияния корневой системы на процесс миграции плутония в системе «почва-растение».

Литература

1. Накопление плутония растительностью (обзор) / А.А. Шупик, М.А. Эдомская, Б.И. Сынзыныс, К.Е. Шаврина // Радиационная Биология. Радиоэкология. – 2023. – Т. 63. – №. 4. – С. 411-420.

ОЦЕНКА ДОЗ ПЕРСОНАЛА, РАБОТАЮЩЕГО В ПОМЕЩЕНИИ С СОДЕРЖАНИЕМ ТРИТИЯ В ВОЗДУХЕ РАБОЧЕЙ ЗОНЫ

*Сидоренко С.А.^{1,2}, Лукашенко С.Н.¹, Эдомская М.А.¹,
Михайлов А.В.^{1,2}, Удалова А.А.²*

¹НИЦ «Курчатовский институт» - ВНИИРАЭ, г. Обнинск

²ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

В 2021 году был проведен ряд вегетационных экспериментов по исследованию поступления трития в сельскохозяйственные растения по механизму «воздух-растение». Данный эксперимент проводился в герметичной теплице, где создавалась и поддерживалась определенная концентрация трития в водяных парах воздуха. Во время эксперимента проводили ежедневный контроль концентрации трития в водяных парах воздуха.

Диапазоны содержания трития в воздухе рабочей зоны во время проведения вегетационного опыта составили 4,1-13 Бк/м³, при среднем значении 9,5 Бк/м³ в утренние часы и 2,9-13 Бк/м³ со средним значением 6,5 Бк/м³ в вечернее время. Полученные

значения не превышают значения допустимой объемной активности трития в воздухе рабочей зоны для персонала [1]. Расчет дозы внутреннего облучения персонала проводили из соотношений:

$$\Pi_i = C_i \cdot V \cdot t \quad (1),$$

$$E_i = \Pi_i \cdot \varepsilon_i \quad (2),$$

$$E = \sum E_i \quad (3),$$

где C_i – концентрация трития в воздухе, Бк/м³,

V – интенсивность воздухообмена в легких, м³/ч;

t – время работы, ч;

ε_i – дозовый коэффициент i -го соединения ³H, Зв/Бк;

E – суммарная эффективная доза от поступления соединений трития в организм, Зв.

Поскольку при проведении работ использовалось распыление паров, было использовано значение дозового коэффициента для паров тритированной воды, которое составило $1,8 \cdot 10^{-11}$ [2].

Рассчитанные эффективные дозы, полученные утром, вечером и суммарные представлены на рисунке 1 и 2.

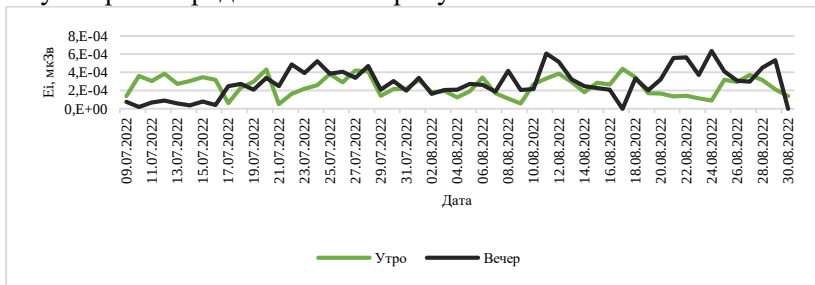


Рис. 1. Эффективные дозы персонала, полученные в утреннее и вечернее время

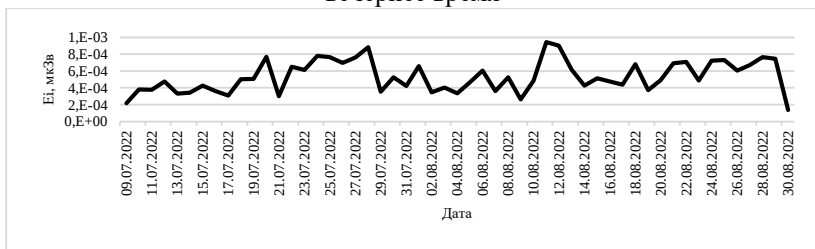


Рис. 2 – Суммарные дневные эффективные дозы персонала

Расчетные данные рассматриваемого периода показали, что годовая эффективная доза от трития в воздухе рабочей зоны для персонала составила 0,028 мкЗв.

Литература

1. Нормы радиационной безопасности (НРБ – 99/2009): Санитарные правила и нормативы (СанПиН 2.6.1.2523-09): утв. и введены в действие от 07.07.09 г. – М.: Федеральный центр гигиены и эпидемиологии Роспотребнадзора. 2009. – 100 с.
2. Методические указания МУ 2.6.1.15_02 «Тритий и его соединения. Контроль величины индивидуальной эффективной дозы внутреннего облучения при поступлении в организм человека». – М.: Минатом и Минздрав России, 2002.

СОДЕРЖАНИЕ РАДИОНУКЛИДОВ В ВОДЕ И ДОННЫХ ОТЛОЖЕНИЯХ В ЗОНЕ ВЛИЯНИЯ НИФХИ ИМ. Л. Я. КАРПОВА В 2019-2022 ГГ.

*Непогодина Я. В., Удалова А. А., Мельникова Т. В., Веселова З. С.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Водные экосистемы вблизи радиационно опасных объектов хорошо накапливают разнообразные поллютанты – естественные и техногенные радионуклиды (РН) поступают в водный объект с поверхностным стоком и осаждением из атмосферы, из подстилающих пород, а затем аккумулируются на дне водоёма.

Целью данной работы является изучение содержания естественных (^{40}K , ^{226}Ra , ^{232}Th) и техногенных (^{137}Cs) гамма-излучающих радионуклидов в воде и ДО в зоне влияния производственной деятельности НИФХИ им. Л.Я. Карпова.

Одновременный пробоотбор донных отложений и воды производился в 20 точках водоёмов в СЗЗ и ЗН НИФХИ им. Л.Я. Карпова, включая водоемы в непосредственной близости от предприятия, а также реки Протва и Дырочная. Особое внимание уделяется водоёму №1, в который поступает вода с территории НИФХИ. Удельная активность (УА) радионуклидов (^{137}Cs , ^{226}Ra , ^{232}Th , ^{40}K) в ДО и воде определена методом гамма-спектрометрии

(НИЯУ МИФИ, г. Москва). Изучены физико-химические показатели (ФХ) отобранных образцов.

Согласно полученным данным, удельная активность ЕРН ^{40}K и ^{232}Th соответствует сведениям о типичном содержании данных радионуклидов в ДО Московского региона [1]. В водоёме №1 наблюдаются высокие значения УА для ^{226}Ra . Вклад присутствующего в воде ^{40}K в облучение пренебрежимо мал.

Содержание техногенного ^{137}Cs в ДО водоёма №1 характеризуется очень высокими значениями. Минимальная УА получена летом 2019 г. и составляет $28,8 \pm 4,5$ Бк/кг. Максимальные значения получены летом 2021 г. и составляют 6700 ± 700 Бк/кг. В остальных водоёмах УА находится на уровне фоновой. Возможно, повышенные уровни ^{137}Cs связаны с тем, что ранее, до 2017 г., НИФХИ производил сброс сточных вод на рельеф [3], что могло способствовать попаданию техногенных радионуклидов в водоём и последующему накоплению в ДО.

Содержание ^{137}Cs в воде не превышает уровни вмешательства (УВ) для питьевой воды (11 Бк/л) [2] за весь период для всех водоёмов, кроме №1, где весной 2019 г. было отмечено превышение УВ в 3,27 раз ($36,0 \pm 5,2$ Бк/л).

Обнаружена статистически значимая прямая корреляция для ДО между УА ^{137}Cs и ^{226}Ra ; ^{137}Cs и K^+ ; ^{226}Ra и K^+ , рН, УЭП. Обратная между УА ^{137}Cs и ^{40}K ; ^{226}Ra и ^{40}K ; содержанием K^+ и ^{232}Th , ^{40}K ; рН и ^{40}K . Для воды существует прямая корреляция между УА ^{137}Cs и рН, минерализацией.

Исследование водных экосистем в зоне влияния НИФХИ в течение 4-х лет (2019-2022 гг.) показало, что содержание в ДО ЕРН и ^{137}Cs практически не изменяется со временем и соответствует средним региональным значениям; обнаружено высокое содержание ^{137}Cs в ДО водоёма №1, возможно обусловленное его длительным накоплением до начала наблюдений. Для ^{137}Cs за весь период наблюдения отмечено только одно превышение УВ. Выявлена корреляция между накоплением РН в ДО и воде и их физико-химическими свойствами.

Література

1. Изучение закономерностей распределения ^{137}Cs и естественных радионуклидов в донных отложениях водной экосистемы Московского региона / А. М. Шатохин, В. А. Красоткин, С. Е. Никифорова, Е. Е. Умняшова, Ю. Н. Зозуль // Мед. труда и пром. экол. – 2006. – №10. – С. 25-30.
2. НРБ-99/2009. СанПиН 2.6.1.2523-09 Нормы радиационной безопасности: Санитарно-эпидемиологические правила и нормативы. – М.: Федеральный центр гигиены и эпидемиологии Роспотребнадзора, 2009. – 100 с.
3. Отчет по экологической безопасности за 2015 год. АО «НИФХИ им. Л. Я. Карпова», 2015. – 29 с.

СРАВНЕНИЕ РИСКА ЗАБОЛЕВАЕМОСТИ И КОЭФФИЦИЕНТА ОПАСНОСТИ ПРИ УПОТРЕБЛЕНИИ ВОДЫ ИЗ РОДНИКА «ТРУД» ЗА 2021 – 2023 ГГ.

*Мусаходжаев У.О., Сынзыныс Б.И.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Родниковая вода из природных источников-родников всегда была популярна среди жителей г. Обнинска. Одним из наиболее посещаемых родников является источник в овраге у городского стадиона «Труд». [1]. Это побудило ранней весной 2022-2023 гг. провести мониторинг данных о концентрациях канцерогенных и не канцерогенных тяжелых металлов.

Для не канцерогенных химических веществ вычисляли коэффициент опасности HQ для каждого металла.

Канцерогенные риски оцениваются как возрастающая вероятность того, что у человека возникнет злокачественная опухоль.

Материалы и методы.

Для расчета коэффициента опасности не канцерогенных металлов использовалась следующая формула: $HQ_i = \frac{ADD_i}{RfDi}$

Где: RfDi – референтная доза для каждого металла.
Для канцерогенных металлов рассчитывается риск заболевания рака. Он рассчитывается по следующей формуле:

$$ELCR = \sum_{k=1}^n ADD_k \times SF_k$$

Результаты и заключение. Риск и коэффициент опасности химических элементов за 2021-2023 гг. представлены в таблице 1-2.

Табл. 1. Риск заболеваемости раком от канцерогенных металлов за 2021 – 2023 гг.

	ELCR		
элемент	04.10.2021	04.04.2022	05.03.2023
As	2,2E-05	3,5E-05	3,3E-05
Cd	4,9E-06	0,0E+00	3,6E-06
Cr	4,8E-04	2,8E-05	2,1E-05
Pb	6,2E-05	6,6E-05	1,1E-04

Табл. 2. Коэффициент опасности не канцерогенных металлов за 2021-2023 гг.

	HQ		
элемент	04.10.2021	04.04.2022	05.03.2023
Al	0,0945	0,0907	0,0839
Cu	0,0178	0,0552	0,0056
Ni	0,0062	0,0034	0,0489
Co	0,0062	0,0039	0,0021
Ba	0,0686	0,0000	0,0699
Mg	0,0001	0,0001	0,0001
Na	0,0133	0,0092	0,0093
Ca	0,0505	0,0583	0,0548
Fe	0,0120	0,0152	0,0077
Mn	0,0074	0,0087	0,0035
Sr	0,4054	0,3627	0,3215
Zn	0,0032	0,0025	0,0021
Hg	0,0294	0,0004	0,0000

Можно наблюдать тенденцию для канцерогенных металлов к росту риска у Pb, так же можно наблюдать для As и Cd превышение значения приемлемого риска. Для не канцерогенов наблюдения и расчёты указывают на то, что на протяжении последних лет родниковая вода не будет приводить к росту соматических заболеваний.

Литература

1. Yeboach Knight Anokwah, Rostchenko V.A., Romantsova I.V., Synzynys B.I. Radon in underground waters (spring water) around Obninsk. / AtomFuture-2021, P.175-178.

GAMMA-EMITTING RADIONUCLIDES AND PHYSICAL-CHEMICAL PROPERTIES IN SOILS NEAR THE KARPOV RESEARCH INSTITUTE OF PHYSICAL CHEMISTRY IN 2022

*Kalenga Ch., Udalova A.A.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, Obninsk*

The main goal of this study is to investigate the radionuclide composition and physical-chemical soil properties around the nuclear facility (Karpov facility) using monitoring and sampling data from soil samples taken in 2022. Key tasks undertaken include: 1) to analyze the specific activities of gamma-emitting radionuclides (^{226}Ra , ^{232}Th , ^{137}Cs & ^{40}K) and to understand their distribution in the soil; 2) to study the physical-chemical properties of soil; 3) to study the relationship between the physical-chemical properties and radionuclides specific activities of the soil around the Karpov Facility; 4) to compare radionuclides specific activities measured in 2022 with previous years (2019-2021).

Our research study takes place at the research facility of physics and chemistry named after L.Y. Karpov (Karpov facility) which is a Russian scientific facility. 12 sample points are chosen around this facility and about 1 kg of soil is collected from each point for measurements and analysis. Specific activities of radionuclides ^{226}Ra , ^{232}Th , ^{137}Cs & ^{40}K are measured using Progress-Gamma spectrometer with NaI scintillation detector. Soil properties investigated include pH of soil solution, total moisture content and soil aggregate.

The analysis of radionuclide concentrations in the soils around the study site suggests that the main contribution to soil radioactivity is brought by the natural radionuclides ^{226}Ra , ^{40}K and ^{232}Th . The origin of ^{137}Cs is likely to be the global fallouts. The activity concentrations of these radionuclides fall within the global world and regional ranges

and no contribution of radioactive substances to the soil from the Karpov facility has been observed.

Table 1 shows activity concentration levels obtained in the soil at the Karpov facility compared with known Russian and global ranges [1, 2].

Tabl. 1. Specific activity levels at study site compared to Russian and global levels

<i>Radionuclide</i>	<i>Specific activity, Bq/kg</i>		
	<i>Range obtained (average)</i>	<i>Russian range (average)</i>	<i>Global range (average)</i>
²²⁶ Ra	7,7 - 16,1 (10,5±3,08)	1 - 76 (27)	17 - 60 (32)
²³² Th	11,4 - 24,3 (15,5±3,65)	2 - 79 (30)	11 - 64 (45)
⁴⁰ K	250,1 - 395,4 (300±64)	100 - 1400 (560)	140 - 850 (420)
¹³⁷ Cs	1,4 - 17,1 (6,2±1,9)	2 - 35 (10 ± 4,0)	3,9

Soil samples from the Karpov facility vicinity were loamy sandy and medium loam. Aggregate analysis shows the soils have very good (dry sieving method) or good (wet method) soil structure. Total moisture capacity varies from 30,3% to 62,4%. Most of the soil samples are acidic (with pH<6,5) which can positively influence on potential chemical and radioactive pollutants mobility in soil.

Negative significant correlation was found between radionuclide specific activities and the pH of soil solutions. For the other physical-chemical properties of soils studied, no relationship with the radionuclides content were revealed. 2020 and 2021 had strong correlations and statistical significance found in all natural radionuclides except in 2021 for ²²⁶Ra. 2019 results are all not significant including the artificial radionuclide ¹³⁷Cs. For ¹³⁷Cs, statistical significance is found in 2020 and 2021, having strong correlation in both years. Finally, no increased levels of measured radionuclides are observed, and results seem to represent a safe health zone for the habitants around the Karpov facility.

References

T. Lashchenova, Y. Zozul, Determination of the background content of radionuclides and heavy metals in soil // Atomic Energy. 2006. V. 100 (3). P. 228–233.

United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation (UNSCEAR), New York, NY (United States) (2000). Sources and effects of ionizing radiation UNSCEAR 2000 report to the General Assembly.

РЕШЕНИЕ ПРОБЛЕМЫ ДЕФИЦИТА ПРЕСНОЙ ВОДЫ В ЕГИПТЕ С ПОМОЩЬЮ АТОМНОГО ОПРЕСНЕНИЯ

*Мохаммед А.Ф., Абдельразек А.А., Салех М.М., Соколова Е.А.
Санкт-Петербургский политехнический университет Петра
Великого, г. Санкт-Петербург*

В последние годы наблюдается рост напряженности в отношениях между странами бассейна реки Нил, особенно из-за споров между Египтом и Эфиопией, возникших в 2011 г. из-за строительства Великой Эфиопской плотины «Возрождение». Гигантский проект предусматривал создание каскада из четырех плотин, что привело к дефициту воды в реке со стороны Египта. С 2017 г. он составляет 10 млрд м³/год и приводит к снижению среднего уровня воды на 0,11-1,02 м [1]. В настоящее время Египет приступил к строительству АЭС «Эль-Дабаа» – первой атомной станции в Египте, которая будет построена на берегу Средиземного моря. АЭС будет состоять из четырех энергоблоков с реакторами типа ВВЭР-1200. В связи с этим в данной работе рассматривается возможность интеграции установок опреснения морской воды с реакторами типа ВВЭР-1200. Исследование основано на технико-экономическом анализе различных вариантов такого сочетания с помощью программ DEEP, Aspen HYSYS и Aspen Plus. Для оптимизации результатов экономического анализа был разработан новый MATLAB код [2].

Полученные результаты

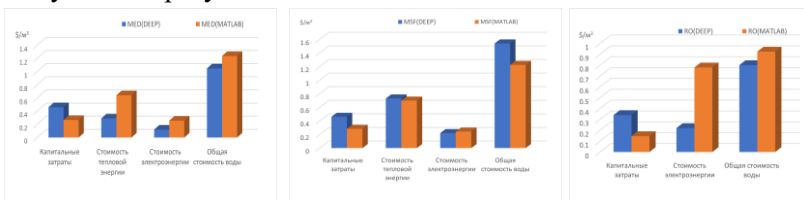


Рис. 1. Оптимизация результатов программы DEEP с использованием разработанного кода MATLAB

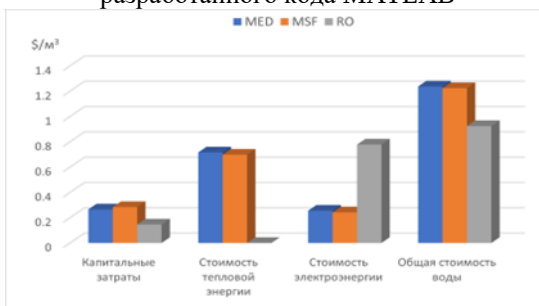


Рис. 2. Результаты экономических показателей, полученных с помощью разработанного кода MATLAB

Выводы

В данном исследовании были смоделированы различные процессы опреснения и рассчитаны экономические и технические параметры для получения наилучшего варианта возможной опреснительной установки, для интегрирования в АЭС «Эль-Дабаа». Для опреснительной установки производительностью 100000 м³/сут было получено, что стоимость 1 м³ воды при использовании установки MED равна 1,2373\$, при MSF - 1,224\$, а при RO - 0,9242\$. Однако метод обратного осмоса (RO) дает минимальное качество воды равное 300 ppm, а термические методы дают высокое качество воды около 25 ppm. При сравнении результатов расчетов по коду MATLAB с результатами программы DEEP была получена относительная погрешность 15-54% по методу MED, 13-57% по методу RO, при этом наименьшие процент различий в значениях наблюдался при методе MSF и находился в пределах 4-38%.

Література

1. S.A. Fahmy, Y.H. Esam, «Impacts of Grand Ethiopian Renaissance Dam on Different Water Usages in Upper Egypt»// British Journal of Applied Science & Technology, Article no.BJAST.2015.225, 2015
2. Economics of Nuclear Desalination: New Developments and Site Specific Studies, Final Results of a Coordinated Research Project 2002–2006, IAEA, VIENNA, 2007

АНАЛИЗ ТЕХНИЧЕСКИХ РЕШЕНИЙ ПО ОПТИМИЗАЦИИ ПЕРСПЕКТИВНЫХ СИСТЕМ РАДИАЦИОННОГО КОНТРОЛЯ

*Гордеев А.С., Насибуллин Р.А., Чебышов С.Б., Черкашин И.И.
АО «СНИИП», г. Москва*

В докладе представлены результаты анализа технических решений по оптимизации перспективных систем радиационного контроля (СРК), выполненного с учетом состояния и основных трендов развития оборудования радиационного и дозиметрического контроля [1-3].

В качестве основных трендов, выделенных при выполнении анализа технических решений по оптимизации, отмечены следующие отличительные особенности: СРК рассматриваются как подсистемы АСУТП; происходит наращивание функций конструктивно завершенных измерительных каналов; ужесточаются требования по устойчивости к внешним воздействиям; продолжается расширение диапазонов и увеличение точности измерений представленных на рынке компонентов СРК; на этапе проектирования АЭС проводится оптимизация объема радиационного контроля для каждого энергоблока; СРК проектируются на базе аналогов оборудования и ранее реализованных проектов; все оборудование СРК относится к классу безопасности 3; расширяется область применения оборудования СРК; при создании оборудования СРК применяются новые технологии; принимаемые технические решения отражают проблемы взаимодействия участников рынка

СРК. Приведены примеры реализованных на АЭС технических решений, иллюстрирующие перечисленные тренды.

Отдельно представлена информация об особенностях программного обеспечения верхнего уровня СРК, обеспечивающего простоту конфигурации и сопряжения с аппаратурой АСУТП при отсутствии импортных компонентов.

Приведены основные результаты эволюционного развития оборудования для измерения объемной активности газоздушных технологических сред из состава СРК АЭС с реакторной установкой типа ВВЭР-1200, выражающиеся в сокращении габаритных размеров и массы приборов при сохранении показателей назначения, соответствующих проектным требованиям действующих и сооружаемых АЭС.

На примере внедрения новых разработок к АО «СНИИП» показаны положения технической политики, при которой предусматривается поддержание в актуальном состоянии конструкторской документации на изделия на всем жизненном цикле СРК и обеспечивающие преемственность поколений программно-технических средств радиационного контроля.

Выполнено ранжирование технических решений по оптимизации СРК по технико-экономическим критериям.

Литература

1. С.Б. Чебышов, Д.Ю. Белкин, А.С. Гордеев, И.И. Черкашин. Ядерное приборостроение – направления развития на период до 2030 года. // Сборник трудов научно-практической конференции «Физико-технические интеллектуальные системы (ФТИС-2022)» – М.: Буки Веди, 2022. – С. 31-34.

2. Y.M. Vetoshkin, A.S. Gordeev, A.A. Ivanov, A.V.Kalin, R.A. Nasiboullin, S.B. Chebysov, I.I. Cherkashin. Construction of measuring channels of aautomated systems of radiation control for high-capacity NPPs with allowance for the design requirements of control objects. // Physics of Atomic Nuclei, 2022, Vol. 85, No. 9, pp. 1459–1461.

3. Е.М. Ветошкин, А.С. Гордеев, А.А. Иванов, А.В. Калинин, Р.А. Насибуллин, С.Б. Чебышов, И.И. Черкашин. Особенности построения измерительных каналов радиационного мониторинга АЭС большой мощности с учетом проектных требований

объектов контроля. // Сборник трудов научно-практической конференции «Физико-технические интеллектуальные системы (ФТИС-2022)» – М.: Буки Веди, 2022. – С. 199-202.

АНАЛИЗ ЦИТОГЕНЕТИЧЕСКИХ ПОКАЗАТЕЛЕЙ В КОРНЕВОЙ МЕРИСТЕМЕ ЯЧМЕНЯ ПОСЛЕ ОБЛУЧЕНИЯ ПРОТОНАМИ

*Алимова М.Е., Козина Д.Д., Афонина С.О., Комарова Л.Н.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

В настоящее время космическое излучение является одной из основных проблем на пути развития межпланетных полетов. Изучается теоретический аспект космических полетов – влияние факторов космического полета на основные процессы живых организмов, явления, происходящие в открытом космосе [1]. Помимо фундаментальных исследований активно идет изучение и разработка возможности практического применения полученных знаний. Например, выращивание растений в условиях космоса в ходе длительных полетов для питания космонавтов, планирование таких перелетов и других прикладных задач космической радиобиологии [2, 3].

Цель работы – изучение влияния облучения протонами на митотический индекс и частоту аберрантных клеток в корневой меристеме ячменя обыкновенного (*Hordeum vulgare* L.). Облучение протонами проводили на базе МРНЦ им. А.Ф. Цыба (г. Обнинск) на установке «Прометеус» на «простреле» со средней энергией 100 кэВ/нуклон. Исследуемые дозы: 5, 10, 15, 20, 25, 50 Гр. Семена облучали в бумажных конвертах, по 30 семян в каждом конверте, 3 конверта на каждую дозу облучения. Контрольные и облученные семена проращивали в рулонных культурах в термостате в темноте при температуре 24°C. На первые сутки прорастания корешки фиксировали в уксусном спирте (3:1 ледяной уксусной кислоты и этанола). Для подсчета митотического индекса и частоты аберрантных клеток использовали стандартный метод давленных препаратов [4].

Выявлено снижение митотического индекса начиная с дозы облучения протонами 15 Гр. Статистически значимое

дозозависимое повышение частоты аберрантных клеток наблюдается при всех изученных дозах облучения протонами.

Подобные исследования помогут понять адаптационные механизмы, а также найти новые пути гибридизации и селекции новых сортов растений как на Земле, так и в космическом пространстве.

Литература

1. Егорова А. В. и др. Исследование влияния факторов космического полета на развитие некоторых лекарственных растений //Известия Самарского научного центра Российской академии наук, - Самара, 2015

2. Казакова Е. А. и др. Растения в космической среде: влияние излучений и микрогравитации//Современные проблемы радиобиологии, радиоэкологии и агроэкологии, - Обнинск, 2021

3. Иванова О. А. и др. Дозиметрическое сопровождение биологических экспериментов на примере семян салата при экспонировании на биоспутнике" Бион-М"№ 1//Труды Кольского научного центра РАН, - М., 2021

4. О.П. Мелехова, Е.И. Егорова, Т.И. Евсеева и др. Биологический контроль окружающей среды: биоиндикация и биотестирование. - М.: Издательский центр «Академия», 2007

ВЛИЯНИЕ ВЛАЖНОСТИ ПОЧВЫ НА ПЕРЕХОД ПЛУТОНИЯ В СИСТЕМЕ «ПОЧВА-РАСТЕНИЕ»

Шаврина К.Е.^{1,2}, Эдомская М.А.¹, Лукашенко С.Н.¹,

Шурик А.А.^{1,2}, Братухин Н.О.^{1,2}

¹*НИЦ «Курчатовский институт» -ВНИИРАЭ, г. Обнинск*

²*ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Литературные данные, описывающие поглощение плутония растениями, свидетельствуют о большой вариабельности показателей его миграции в системе «почва-растение». Такая вариабельность может быть связана с разными почвенно-климатическими факторами, одним из которых является влажность почвы.

Цель настоящей работы выявить закономерности миграции плутония в системе «почва-растение» от влажности почвы на примере китайской капусты Пак-Чой сорта Холодок.

Проведение вегетационных опытов осуществляли в соответствии с методиками. Период вегетации составлял 28 дней. После периода вегетации растения разделяли на надземную часть и корневую систему. Анализ содержания плутония проводили методом альфа-спектрометрии с предварительным радиохимическим выделением [1]. В качестве параметра поглощения плутония растениями выбран коэффициент накопления (K_n), рассчитываемый как отношение удельной активности в сухой массе надземной части (корневой системе) растений к удельной активности в сухой массе почвы.

Полученные в ходе экспериментальных работ данные представлены на рисунке 1.

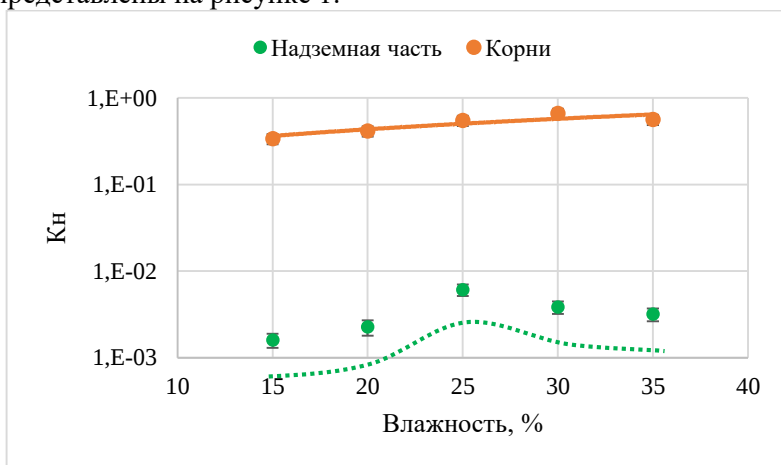


Рис. 1. Коефіцієнти накоплення плутонію китайської капустою Пак-Чой сорту Холодок

Отмечается тенденция к увеличению поглощения плутония надземной частью капусты при увеличении увлажненности почвы с максимумом при 25 %.

Коефіцієнти накоплення для корневой системы достоверно не отличаются с увеличением влажности почвы.

Література

1. Edomsкая M.A. et al. Estimation of radionuclides global fallout levels in the soils of CIS and Eastern Europe territory //Journal of Environmental Radioactivity. – 2022. – Т. 247. – С. 106865. <https://doi.org/10.1016/j.jenvrad.2022.106865>

ЭКОЛОГИЧЕСКАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ АЭС (НА ПРИМЕРЕ ФИЛИАЛА АО «КОНЦЕРН РОСЭНЕРГОАТОМ» «РОАЭС»)

*Гречкин Е.И., Попова Т.С.
ВИТИ НИЯУ МИФИ, г. Волгодонск*

Атомная энергетика уже давно является одним из ключевых источников энергии на территории всех экономически развитых стран. Но если раньше многие люди ещё допускали мысль об опасности, испытывали некоторые переживания, то сейчас об этом задумываются единицы.

Рост степени доверия связан, по большей части, с общей осведомленностью граждан об отрасли. Сейчас регулярно проводится мониторинг показателей на АЭС и близлежащих территориях, медицинское обследование работников, которое позволяет сделать вывод, что при соблюдении всех требований безопасности в процессе работы на объекте атомной энергетики радиация редко превышает допустимые значения. В дальнейшем вся полученная в рамках исследований информация освещается в СМИ. Так, менее 1% работающих облучается за год дозой, превышающей 50 мЗв, что является годовой предельно допустимой дозой облучения для сотрудников атомных объектов [1].

Обратимся к опыту филиала АО «Концерн Росэнергоатом» «РоАЭС», чтобы более наглядно проанализировать политику предприятий атомной промышленности в вопросе экологической безопасности. Филиал АО «Концерн Росэнергоатом» «РоАЭС», как и другие атомные электростанции в России, осуществляет жёсткую политику безопасности по всем направлениям деятельности. Так, на РоАЭС отсутствуют инциденты, которые могли бы повлечь за собой всевозможные радиационные последствия, что подтверждается проведённым в

2023 року дослідженням з участю учених і студентів ЮФУ в зоні спостереження РоАЕС.

Дані кожного дослідження знову показали, що кількість радіонуклідів в ґрунті і радіаційний фон залишаються на рівні «допускового» періоду РоАЕС, що дозволяє судити про відсутність шкідливого впливу атомної електростанції на сусідні території і, як наслідок, на життєдіяльність громадян, проживаючих в тридцятикілометровій зоні.

Андрій Сальников, директор РоАЕС, відзначає важливість підтримки екологічної безпеки РоАЕС позначаючи, що витрати на поточний і капітальний ремонт ОПФ природоохоронного призначення, виконання заходів по забезпеченню екологічної безпеки, інвестиції в основний капітал, направлені на захист навколишнього середовища, зросли з моменту початку експлуатації РоАЕС практично в 6 раз. В 2022 році сума перевищила 700 млн. руб. [2].

Конечно, не стоїть повністю заперечувати шкоду АЕС, адже до сих пір залишається нагальною проблема утилізації радіоактивних відходів. В Росії переробка використаного ядерного палива (ОЯТ) здійснюється тільки на заводі РТ-1 на Уралі, потужність якого становить 400 т. в рік, в той час як на території Росії працюють 38 енергоблоків з середньорічною вивантажкою 25 т/рік, що в загальній складності дає близько 950 т/рік. Однак навіть ця проблема вже вирішується шляхом будівництва другого російського заводу по переробці ОЯТ РТ-2, потужність якого повинна скласти 1500 т/рік.

Сьогодні екологічні вимоги є важливим умовою роботи атомної галузі. Уряд РФ продовжує працювати по захисту екології і збереженню природного багатства країни, веде неперервну роботу над вдосконаленням законодавства і реалізацією заходів підтримки в цій області, адже від чіткого виконання поставлених завдань безпосередньо залежить якість життя і здоров'я людей.

Литература

1. Радиация на атомных станциях при производстве электроэнергии // Развитие науки URL: <https://v-nayke.ru/?p=3626>
2. Экологические исследования ученых ЮФУ подтвердили безопасность работы Ростовской АЭС // Атомная энергия URL: <https://www.atomic-energy.ru/news/2023/09/20/138894>

ВЛИЯНИЕ ГАММА-ОБЛУЧЕНИЯ НА МОРФОЛОГИЧЕСКИЕ И ГЕНЕТИЧЕСКИЕ ПОКАЗАТЕЛИ ЯЧМЕНЯ ОБЫКНОВЕННОГО

*Атамановская Г.А., Афонина С.О., Комарова Л.Н., Козина Д.Д.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Изучение действия ионизирующего излучения на биологические объекты в зависимости от дозы и мощности облучения послужило основой для разработки и внедрения в сельское хозяйство такого агроприема, как предпосевное облучение семян, основанное на положительном действии ионизирующего излучения. Формирование положительных эффектов основано на адаптивной реакции организма в ответ на стрессовое воздействие [1].

Цель работы – изучить влияние гамма-излучения на длину ростка и главного корня, а также на транскрипционную активность гена, кодирующего мембранный белок PM19L у *Hordeum vulgare* L. Облучение семян проводили на базе НИЦ «Курчатовский институт» ФГБНУ ВНИИРАЭ (г. Обнинск) на уникальной научной установке «ГУР-120» (источник излучения – ^{60}Co) в дозах – 2, 5, 10, 15, 20, 25 и 50 Гр, с мощностью дозы 58 Гр/ч. Семена облучали в бумажных конвертах с площадью поверхности 25 см². В каждом конверте находилось по 30 семян, 3 конверта на каждую дозу гамма-облучения.

Облученные и контрольные семена проращивали в рулонных культурах. На 2-ой день прорастания отбирали часть семян, извлекали из них зародыши и фиксировали в жидком азоте. На 7-ые сутки проводили измерение длины наземных побегов и главного корня для всех образцов.

Для определения экспрессии генов фиксированные в жидком азоте зародыши гомогенизировали и выделяли РНК при помощи реагента для выделения суммарной РНК ExtractRNA (Евроген, Россия) согласно протоколу производителя. Концентрации РНК определяли на спектрофотометре NanoDrop ND-1000 UV-Vis (Thermo Scientific, США). Синтез кДНК на матрице РНК, амплификацию и детекцию проводили в одной пробирке при помощи набора реагентов для одноэтапного анализа транскриптов РНК OneTube RT-PCR SYBR (Евроген, Россия). Уровень транскрипционной активности генов определяли с помощью ПЦР в реальном времени на амплификаторе QuantStudio 5 (Thermo Scientific, США). В качестве референтного гена выбрали ген 18S rRNA, который кодирует 18S субъединицу рРНК.

Проведенное исследование показало статистически значимое увеличение длины ростка и главного корня при действии гамма-излучения в дозах 15 и 20 Гр. Максимальное увеличение длины ростка и главного корня (на 24% и 25% соответственно) происходит после гамма-облучения в дозе 20 Гр.

Статистически значимое дозозависимое увеличение экспрессии гена, кодирующего мембранный белок PM19L, наблюдается после гамма-облучения, начиная с дозы 15 Гр. Известно, что ген, кодирующий белок PM19L, задействован в адаптационных механизмах засухоустойчивости за счет увеличения содержания абсцизовой кислоты и снижения уровня перекиси водорода [2]. Исходя из этого можно предположить, что изменение экспрессии гена, кодирующего мембранный белок PM19L, является частью генетической программы адаптации растений в условиях стресса.

Литература

1. В.Г. Петин, М.Д. Пронкевич Радиационный гормезис при действии малых доз ионизирующего излучения: – Обнинск: ИАТЭ НИЯУ МИФИ, 2012.

2. J. Meng, J. Guo, T. Li, Z. Chen, M. Li, D. Zhao, J. Tao Analysis and Functional Verification of PIPM19L Gene Associated with Drought-Resistance in *Paeonia lactiflora* Pall. // International Journal of Molecular Sciences, 2022. [Электронный ресурс] Режим доступа: <https://doi.org/10.3390/ijms232415695> (дата обращения – 01.11.2023).

ПРИМЕНЕНИЕ ПРОГРАММНОЙ СРЕДЫ R ПРИ РАСЧЁТЕ ЛД И СОЗДАНИЕ МОДЕЛЕЙ СМЕРТНОСТИ ДЛЯ НАЗЕМНОГО МОЛЛЮСКА FRUTICICOLA FRUTICUM

*Черкасова Е.Е.¹, Лаврентьева Г.В.², Мирзеабасов О.А.¹,
Сынзыныс Б.И.¹*

¹*ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

²*Калужский филиал МГТУ им. Н.Э. Баумана, г. Калуга*

Изменение смертности является одним из основных показателей влияния ионизирующего (ИИ) излучения на живые организмы. Кроме того, Международная комиссия по радиационной защите (МКРЗ) рекомендует показатель смертности как один из релевантных показателей [1]. Для оценки влияния ИИ на смертность используют показатель ЛД₅₀. [2]. Основным способом расчета ЛД₅₀ является метод пробит анализа, но допустимы и другие способы.

В работе рассматривается применение линейно-пороговой и логистической (S-образной кривой) моделей в оценка влияния гамма-облучения и расчете ЛД₅₀ для наземного моллюска *F. fruticum*. Для этого провели γ-облучение особей наземного моллюска второй и третьей возрастных групп. Построение моделей и расчет показателя проводили с помощью программной среды R.

Для построение линейно пороговой модели применялись три основных параметра: Ds – доза достижения 100% смертности; Dp – доза, до которой смертность постоянна (пороговое значение); M0 – значение постоянной смертности до пороговой дозы (Dp), а зависимость изменения смертности моллюсков (M, %) от дозы облучения (D) определяется следующим образом:

$$\begin{cases} M(D) = M_0 \text{ при } D \leq D_p \\ M(D) = M_0 + (D - D_p) / (D_s - D_p) * (100 - M_0) \text{ при } D_p < D < D_s \\ M(D) = 100 \text{ при } D \geq D_s \end{cases}$$

В случае логистической модели можно подобрать параметры зависимостей сразу на всём массиве данных с независимыми

параметрами время (d, сутки) и доза облучения (D, Гр) в виде:

$$M(d,D) = 100 / (1 + \exp(-b(d) * (D - D_0(d))))$$

При расчете ЛД₅₀ в логистической модели использовался графический способ, а при линейно-пороговой вычислялось по методу наименьших квадратов.

Таким образом показатель ЛД₅₀ для второй и третьей возрастной группы имеет значение представленные в Таблице 1.

Табл. 1. Значение Д_{50/60} для второй и третьей возрастных групп, рассчитанных разными способами [3]

Возрастная группа	Метод пробит анализа	Линейно-пороговая модель	Логистическая модель
Вторая	115,6±33,9	150,6	144,4
Третья	141,4 ±26,3	168,6	165,2

Таким образом, можно сделать вывод об адекватности использования линейно-пороговой модели, построенной в программной среде R для описания зависимости «смертность-доза» и выявлении пороговых эффектов, а также для расчета ЛД₅₀

Литература

1. ICRP Publication 108. Environmental protection: the concept and use of reference animals and plants // Ann. ICRP. 2009.
2. Оськина Н. А. Влияние гамма-излучения и тяжелых металлов на покоящиеся яйца пресноводного рачка *Moina macleod*: дис. ... канд. биол. наук 03.02.10: защищена 13.04.2021 / Оськина Наталия Александровна. Красноярск, 2020.
3. Е.Е. Черкасова, Г.В. Лаврентьева, Б.И. Сынзыныс Экспериментальное определение показателя полувлетательной дозы для наземного моллюска *Fruticicola fruticum* // Международный научно-исследовательский журнал. 2022.

РАСПРЕДЕЛЕНИЕ ЦЕЗИЯ-137 ПО ФРАКЦИЯМ ПОЧВ КАЛУЖСКОЙ ОБЛАСТИ

Братухин Н.О.¹, Эдомская М.А.¹, Лукашенко С.Н.¹,

Шупик А.А.¹, Шаврина К.Е.¹, Полякова Л.П.²

¹НИЦ "Курчатовский институт" -ВНИИРАЭ, г. Обнинск,

²ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

Вероятность вторичного перераспределения радионуклидов (РН) за счет воздушного переноса существенно зависит от размера почвенных частиц поверхностного слоя почвы, в которых они находятся.

В рамках настоящей работы проведена оценка содержания цезия-137 в почвах фоновых территорий и территорий чернобыльских выпадений Калужской области [1].

Отбор образцов почвы проводили в 2022 году, на глубину 5 см. Отобранные пробы были разделены на фракции (> 1000 мкм; 1000 – 500 мкм; 500 – 250 мкм; 250 – 106 мкм; 106 – 38 мкм; < 38 мкм) методом мокрого отсева. Рассев осуществлялся в соответствии с рекомендациями [2]. Измерения активности ¹³⁷Cs в образцах почвы проводились германиевыми детекторами коаксиального типа фирмы Canberra Industries Inc., США на гамма-спектрометре с диапазоном энергий (25 - 3000) кэВ.

Для фоновых территорий содержание цезия во фракциях находится ниже детектируемого предела, который составляет <20 Бк/кг. Для территории чернобыльских выпадений содержание цезия во фракциях варьирует в пределах 361-476 Бк/кг.

Оценку количественного распределения РН по фракциям осуществляли с помощью коэффициента обогащения:

$$K_o = C_{фр}/C_{исх} \quad (1)$$

где $C_{фр}$ - удельная активность радионуклида во фракции,

$C_{исх}$ - удельной активности в исходной почве.

Результаты расчетов коэффициентов обогащения различных фракций цезием представлены на рисунке 1.

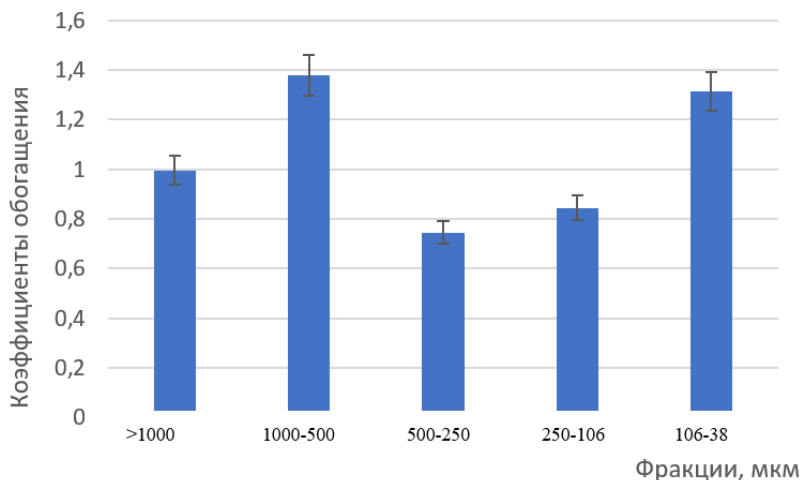


Рис. 1. Коефіцієнти обогащення різних фракцій ґрунту цезієм території чорнобильських випадень Калужської області

Результати показують, що коефіцієнти обогащення у фракціях ґрунту варіюють у діапазоні від 0,74 до 1,37. Найбільша концентрація цезію відзначається у фракції 1000-500 мкм. Починаючи з фракції 250-106 мкм спостерігається тенденція до підвищення вмісту ^{137}Cs , що може бути пов'язано з збільшенням сумарної площі поверхні частинок фракцій.

Література

1. Атлас сучасних і прогнозних аспектів наслідків аварії на Чорнобильській АЕС на постраждалих територіях Росії і Білорусії (АСПА Росія-Білорусь) / під ред. Ю.А. Ізраєля, І.М. Богдевича. – Москва: Фонд «Іносфера». НІАПрирода; Мінськ: Белкартографія, 2009. –140 с.
2. ГОСТ 10900-84. Методи визначення гранулометричного складу. Дата введення 01.07.85. – URL: <https://files.stroyinf.ru/Data2/1/4294839/4294839994.pdf>

ТРИТИЙ В ВОДОПРОВОДНОЙ ВОДЕ ГОРОДА НОВОВОРОНЕЖА: ОПРЕДЕЛЕНИЕ ДОЗЫ ВНУТРЕННЕГО ОБЛУЧЕНИЯ И ОЦЕНКА РИСКА ДЛЯ ЗДОРОВЬЯ ЖИТЕЛЕЙ ГОРОДА

*Симонова Д.Д., Сынзыныс Б.И.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Тритий – радиоактивный изотоп водорода, мягкий β -излучатель $E_{\text{ср.}} = 5,71$ кэВ. Интегрированный в живой организм эффективно включается в состав биологической ткани, вызывая мутагенные нарушения.

Целью работы является оценка величины пожизненного радиационного риска для здоровья жителей, при употреблении питьевой воды, содержащей окись трития.

Летом 2023 года я проходила практику на НВАЭС в лаборатории внешнего радиационного контроля. Там проводились измерения на радиометрических приборах (типа Quantulus-1220 и Tri-Carb). Было установлено, что в водопроводной воде города присутствует тритий, который имеет как естественное, так и искусственное происхождение. Согласно НРБ-99/2009, уровни вмешательства для органически связанного трития – 3300 Бк/л, для неорганических соединения трития – 7700 Бк/л [1]. Возникает вопрос, каков вклад выбросов ^3H с АЭС в общее загрязнение водной среды в городе.

Содержание трития в пресных водах Российской Федерации (2-4 Бк/л), присутствие трития в водопроводной воде города Нововоронежа за 2023 г. – (5 Бк/л).

Определение дозы внутреннего облучения произведено по формуле в работе [2], для среднестатической массы человека 70 кг, скорости поступления питьевой воды 2 л/день. При оценке риска используется значение ОБЭ для тритиевого излучения, равное 2,5. Дозы внутреннего облучения и индивидуального пожизненного риска для жителей Нововоронежа представлена в таблице 1.

Табл. 1. Доза внутрішнього облучення і індивідуального пожиттєвого ризику для жителів Нововоронежа

	A_v , Бк/л	D_β , Гр	E , Зв	r , чел ⁻¹
Нововоронеж	5	$0,57 \cdot 10^{-7}$	$1,42 \cdot 10^{-7}$	$1,04 \cdot 10^{-8}$
Нормативи МАГАТЄ				$5,0 \cdot 10^{-5}$

Як слідує з представлених в таблиці даних, при удільній активності тритія в питтєвій воді на рівні 5 Бк/л ризик виникнення стохастических ефектів облучення не перевищує межу індивідуального пожиттєвого ризику.

Література

1. НРБ-99/2009. Норми радіаційної безпеки: СанПіН 2.6.1.2523-09. – М.: Роспотребнадзор, 2009. – 100с
2. Момот О. А. Оцінка ризику для здоров'я при употребленні питтєвої води, що містить малі кількості тритія / О. А. Момот, Б. І. Сынзыныс // Вестник калужського університету: ред. кол. В. В. Королев і др. – Калуга, 2017. – С. 96–100

ОЦЕНКА ВКЛАДА ТРИТИЯ В РАДІАЦІОННУЮ ОБСТАНОВКУ КУРСЬКОЇ ОБЛАСТІ ПРИ ВВОДІ В ЕКСПЛУАТАЦІЮ КУРСЬКОЇ АЕС-2

*Моренко В.А., Сынзыныс Б.И.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Ціль роботи - оцінити вклад Т в радіаційну обстановку і спрогнозувати її змінення з введенням Курської АЕС-2.

Актуальність. Тритій ($T_{1/2} = 12,3$ років), є глобальним забруднювачем навколишнього середовища, а також вміст Т в рідинних сбросах при нормальній роботі АЕС значно перевищує по абсолютній величині вміст всіх інших нуклідів. Інкорпорований Т ефективно включається в склад біологічної тканини, викликаючи мутагенні порушення, за рахунок бета-випромінювання і порушення молекулярних зв'язків, викликаних заміною ізотопу Н нейтральним Не, утвореним в результаті розпаду Т.

Провести оценку поглощенной дозы D_β [рад] 3Н β -излучения можно с помощью формулы: [1]

$$D_\beta(t) = 2.0 \cdot 10^{-3} \cdot \frac{\overline{E}_\beta \cdot A_v \cdot V \cdot f \cdot T_{eff}}{m} \cdot \left(t + \frac{T_{eff}}{0.693} \cdot e^{\frac{-0.693 \cdot t}{T_{eff}}} - \frac{T_{eff}}{0.693} \right)$$

$\overline{E}_\beta$ – средняя энергия β -излучения на распад, МэВ (5,71 кэВ); t – время поступления, сутки (1 год); A_v – объемная активность трития в питьевой воде (на 2022 год - 0,1 Бк/л); V – скорость поступления питьевой воды, (2 л/день); f – коэффициент перехода в критический орган (для Т – 1); T_{eff} – эффективный период полувыведения (10 суток). На основании перечисленных данных, $D_\beta(t) = 1,14 \cdot 10^{-7}$ Рад = $1,14 \cdot 10^{-9}$ Гр.

Радиационный риск для жителей г. Курчатова: $r_i = D_\beta \cdot W_R \times r_E = 2,5 \cdot 1,14 \cdot 10^{-7} \text{ рад} \cdot 7,3 \times 10^{-2} = 2,08 \cdot 10^{-8}$, что в 2400 раз ниже по абсолютной величине индивидуального пожизненного риска населения.

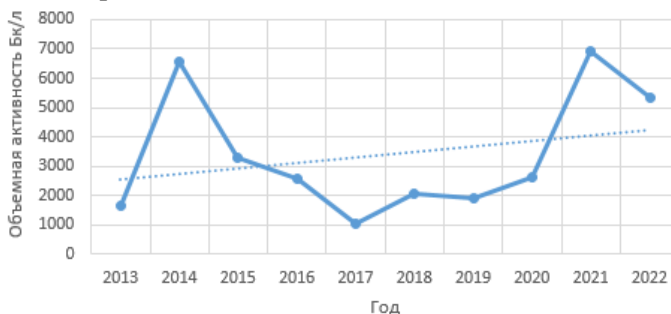


Рис.1. График изменение удельной активности трития в сбросах Курской АЭС 2013-2022 гг.

Поступление Т в окружающую среду (Бк/МВт(эл.)/год) в выбросах РУ типа РБМК в среднем составляет $1,62 \cdot 10^{-11}$, для ВВЭР $(0,54 - 2,43) \cdot 10^{-11}$. Сброс для РУ типа ВВЭР составляет $2,43 \cdot 10^{-11}$, для РБМК $0,108 \cdot 10^{-11}$. На Курской АЭС три энергоблока с РУ РБМК-1000, а Курская АЭС-2 предполагает постройку четырех энергоблоков с РУ ВВЭР-ТОИ. За счёт брызгальных бассейнов Курской АЭС-2 выбросы Т увеличатся на $9,3 \cdot 10^{13} \frac{\text{Бк}}{\text{год}}$.

Вывод. При вводе КуАЭС-2 вклад трития в радиационную обстановку останется в пределах допустимых выбросов и сбросов.

Литература

1.Момот О. А., Сынызыныс Б. И. Оценка риска для здоровья при употреблении питьевой воды, содержащей малые количества трития //Вестник Калужского университета. – 2017. – №. 2. – С. 96-100.

ESTIMATION OF THE POPULATION EXPOSURE DOSE BEFORE THE START OF OPERATION OF THE ROOPPUR NPP (PEOPLE'S REPUBLIC OF BANGLADESH)

*Chilambo T., Panov A.V.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, Obninsk*

Introduction

This study aimed to assess the population exposure dose before the initiation of operations at the Rooppur Nuclear Power Plant (NPP) in the People's Republic of Bangladesh, utilizing the CROM software code for radiation dose estimation. Two key tasks were undertaken: first, the evaluation of radionuclide levels in food samples collected from the Rooppur Power Plant site, and second, the determination of exposure pathways across various age groups, with a focus on calculating the total external and internal exposure doses.

Material and Methods

The study involved analyzing a total of 1547 measurements of natural and artificial radionuclide content in various components of terrestrial ecosystems from 2014 to 2017[1].

The content of radionuclides in freshwater serves as a critical parameter in the comprehensive assessment of exposure pathways, particularly in the estimation of potential radiation doses through swimming and the consumption of freshwater fish. In total, 11 sites were established along the Padma River, each representing a different distance from the NPP site[2].

Results

The analysis of radionuclide concentrations in diverse food categories revealed notable variations, with animal-derived products such as cow and sheep milk and meat exhibiting relatively higher levels of specific radionuclides compared to plant-based products. Of particular concern were the elevated concentrations of ^{137}Cs , ^{226}Ra , and ^{90}Sr in select animal-derived products, highlighting potential health risks associated with their consumption.

Table 1 shows the results of total exposure dose for the years 2014 to 2017. It also shows the exposure due to the different pathways of exposure.

Tabl. 1. Average Total dose by exposure pathway from 2014 to 2017

Age groups	E_{ext} [Sv/year]	$E_{\text{int,inh}}$ [Sv/year]	E_{water} [Sv/year]	$E_{\text{int,food}}$ [Sv/year]	Total [Sv/year]
0-1	2.38E-10	6.21E-05	1.66E-05	2.08E-03	2.16E-03
1-2	2.38E-10	7.57E-05	4.03E-06	2.11E-03	2.23E-03
2-7	2.38E-10	9.04E-05	3.19E-05	2.15E-03	2.28E-03
7 - 12	2.38E-10	1.07E-05	1.37E-05	2.18E-03	2.33E-03
12 - 17	2.38E-10	1.30E-05	3.34E-05	2.20E-03	2.38E-03
> 17	2.38E-10	1.45E-05	5.45E-04	2.20E-03	2.86E-03

The results from the different exposure pathways, indicated that internal exposures from ingestion of food contributed significantly to the total radiation exposure, with values ranging from 2,08E-3 Sv/year to 2,20E-3 Sv/year across different age groups (0 years old to over 17 years old).

Additionally, the combined effects of internal inhalation and ingestion of water ranged from 4,3E-06 to 5,45E-04 Sv/year. The analysis revealed consistent external exposure levels) across all age groups, with a value of 2,38E-10 Sv/year, indicating a uniform level of radiation from external sources.

Overall, the total exposure doses from both internal and external radiation fell within the range of $2,16\text{E-}3$ Sv/year to $2,81\text{E-}3$ Sv/year. These results in mSv/year gives a range from 2.16 mSv/year to 2.81 mSv/year, approximately close to the global background radiation levels, affirming the accuracy of the evaluation process.

References

1. Panov A. V. et al. Comprehensive radioecological monitoring of terrestrial ecosystems in the vicinity of the Rooppur nuclear power plant (People's Republic of Bangladesh) // Environmental Nanotechnology, Monitoring & Management. 2022. (17). C. 100623.
2. Panov A. V. et al. Radiation monitoring of foodstuffs and drinking water in the vicinity of the Rooppur Nuclear Power Plant (People's Republic of Bangladesh) // Journal of Food Composition and Analysis. 2022. (114). C. 104732.

СЕКЦИЯ V **ВЫЧИСЛИТЕЛЬНЫЕ И ИНФОРМАЦИОННЫЕ** **ТЕХНОЛОГИИ В АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКЕ**

ФУРЬЕ- И ВЕЙВЛЕТ-АНАЛИЗ ФЛУКТУАЦИЙ **ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКИХ ПАРАМЕТРОВ ПРИ** **ПЕРЕХОДЕ ОТ КОНВЕКЦИИ К РАЗВИТОМУ** **ПУЗЫРЬКОВОМУ КИПЕНИЮ**

Муравьев А.Д., Бикбаев А.Р., Делов М.И.
НИЯУ “МИФИ”, Москва

Известно, что теплогидравлические параметры, описывающие квазистационарные процессы в энергетическом оборудовании, испытывают флуктуации вокруг осреднённых значений, причем характер флуктуаций может определяться режимом теплоотдачи от теплоотдающей поверхности [1]. Настоящая работа посвящена амплитудно-частотному и частотно-временному анализу таких флуктуаций при переходе от конвекции к развитому пузырьковому кипению.

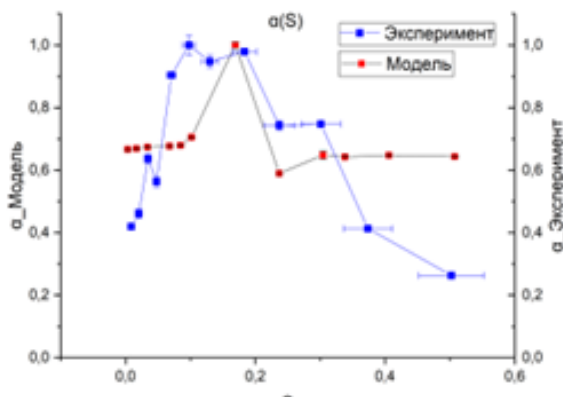


Рис. 1. Зависимость показателя степени α от доли теплоотдающей поверхности S , занятой паровыми пузырями

В работе [2] представлена расчетная модель, моделирующая возможное возникновение флуктуаций в малоинерционном

нагрівателі в умовах нерозвинутого бульблякового кипіння на його границі. Для порівняння результатів розрахунків з експериментальними даними роботи [1], проведена оцінка впливу частоти теплоотдаючої поверхності S , зайнятої паровими бульблями, на характер амплітудно-частотних спектрів флуктуацій температури нагрівателя. Оцінка проводилася з використанням положень методики оцінки коефіцієнта теплоотдачі при кипінні, представленної в роботі [3]. На рисунку 1 показані результати порівняння розрахункових і експериментальних амплітудних спектрів, кожен з яких апроксимовувався степеною залежністю. При цьому максимальне значення модуля показателя степені α досягається при $S \approx 0.2$, що може бути критерієм для передбачення настання режиму розвинутого кипіння.

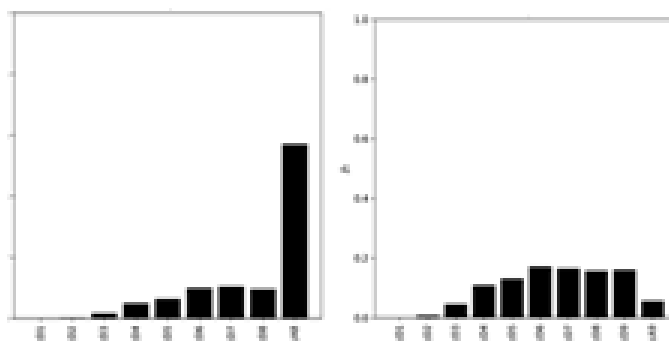


Рис. 2. Вейвлет-спектр експериментального сигналу для конвекції і бульблякового кипіння відповідно

Також проведена перевірка можливості застосування для інерційних нагрівачів альтернативної методики діагностики настання кипіння, запропонованої в роботі [4] для малих нагрівачів, яка ґрунтувалася на вейвлет-аналізі флуктуацій.

На рисунку 2 представлено приклад вейвлет-спектрів експериментальних даних по флуктуаціям температури поверхні ТВЕЛ. Показано, що вейвлет-аналіз флуктуацій теплогидравлічних параметрів дозволяє запропонувати нові

индикаторы смены режима теплоотдачи на поверхности инерционных ТВЭЛ.

Развитие методик диагностики наступления кипения на основе Фурье- и вейвлет-анализа флуктуаций теплогидравлических параметров позволит создать автоматизированную диагностирующую систему по определению закипания теплоносителя в оборудовании.

Литература

1. M.I. Delov, et al., Diagnostics of transient heat transfer regimes based on statistical and frequency analysis of temperature fluctuations // Experimental Heat Transfer, 2020, Vol. 33, pp. 471-486.
2. Муравьев А.Д. и др., Математическое моделирование амплитудных спектров флуктуаций температуры в нагревателе в переходных режимах кипения // Техногенные системы и экологический риск: Тезисы докладов VI Международной (XIX Региональной) научной конференции, Обнинск: ИАТЭ НИЯУ МИФИ, 2023, с. 46–48.
3. B.V. Balakin, et. al., Heat transfer during transition to nucleate boiling // International Journal of Heat and Mass Transfer, 2015, Vol. 5, pp. 1101-1105.
4. Литвинцова Ю.Е. и др., Диагностика переходных режимов теплообмена при кипении в большом объеме на основе Вейвлет-преобразования температурных флуктуаций // Теплоэнергетика, 2023, № 1, с. 1-12.

ПРИМЕНЕНИЕ ПРОГРАММНОГО ПАКЕТА «ЛОГОС» ДЛЯ ОБУЧЕНИЯ СТУДЕНТОВ НА КАФЕДРЕ «ЯДЕРНЫЕ РЕАКТОРЫ И ЭНЕРГЕТИЧЕСКИЕ УСТАНОВКИ»

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

В процессе реализации образовательных программ (ОП) по направлениям подготовки «Ядерные физика и технологии» (бакалавриат и магистратура), по специальности «Ядерные реакторы и материалы (специалитет)» на кафедре «Ядерные

реакторы и энергетические установки» можно обозначить две ключевых взаимосвязанных проблемы, которые необходимо решать:

1. Запрос высокотехнологичных предприятий на молодых специалистов, имеющих профессиональные компетенции в области математического моделирования под конкретные задачи предприятия-индустриального партнера. Взаимодействие с индустриальными предприятиями-партнерами (АО «ОКБМ Африкантов», ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ») показывает, что в настоящее время в условиях необходимости наработки технологического суверенитета, предприятиям остро необходимы кадры, имеющие практический опыт решения инженерных задач с применением пакета программ «Логос» (ПП «Логос»).

2. Отсутствие у студентов непрерывной подготовки в области математического моделирования с использованием современных отечественных программных продуктов.

Указанные проблемы можно решить следующим образом:

1. Увеличить количество рабочих мест для студентов, оборудованных лицензионным программным обеспечением ПП Логос для проведения занятий по дисциплинам образовательных программ (бакалавриат, специалитет, магистратура).

2. Провести обучение и стажировку профессорско-преподавательского состава кафедры в ПП Логос (модули Логос Тепло, Логос Аэро-Гидро, Логос Прочность, Логос Платформа) [1].

3. Актуализировать образовательные программы бакалавриата, специалитета и магистратуры с введением в лекционные, практические занятия по дисциплинам, программы производственных практик, подготовку выпускной квалификационной работы разделов обучения с использованием ПП Логос.

4. Выполнить экспериментальные работы на исследовательских стендах кафедры с целью использования результатов экспериментов для верификации моделирования в ПП Логос по таким направлениям, как: теплогидравлические процессы, в том числе в условиях внешних динамических воздействий (качки), моделирование теплообменного

оборудования со змеевиками малого радиусагиба, а также моделирование взаимодействия нейтронов с веществом [2].

5. Организовать проведение производственных практик студентов в подразделениях промышленных предприятий-партнеров, применяющих ПП Логос.

6. Привлечь инженеров-практиков с предприятий к преподавательской деятельности.

Таким образом, студенты получают возможность целенаправленной подготовки к профессиональной деятельности в течение всего процесса обучения, что позволит выпускникам получить преимущество при трудоустройстве на высокотехнологичные предприятия атомной отрасли (в виду наличия востребованных уникальных компетенций и нулевого периода адаптации).

Литература

1. Центр поддержки клиентов пакета программ «Логос» [Электронный ресурс] // Логос ВУЗы URL: <https://logos-support.ru/logos/vuz/>.
2. Логос [Электронный ресурс] // Логос URL: <https://logos.vniief.ru/>.

РОБОТИЗИРОВАННАЯ РУКА НА ПЛАТФОРМЕ ARDUINO

Веретельник Н.К.¹, Бабичев И.А.²

¹ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

²КубГТУ, г. Краснодар

Создание модели роботизированной руки с использованием Arduino является первичным с точки зрения простоты способом изучить технологию управления роботизированными установками. Подобные технологии позволяют воспроизводить движения и работу человека. Уже существуют роботизированные установки на производствах в промышленности, но они, как правило, не выполняют работу с мелкой моторикой. Данную технологию можно использовать при взаимодействии с активной зоной реактора: замене датчиков

в період ППР, проведення вимірювань в труднодоступних місцях, виконання певних дій над ядерним паливом без прямого впливу людини.

В межах роботи над створенням роботизованої руки необхідно отримати робочий прототип кисті з рухомими пальцями. Тестування руки на здатність рухати кожним пальцем окремо є задачею дослідження.

Програмування здійснюється з використанням платформи Arduino Uno; код писався для зв'язу мікроконтролера і фотодатчика: модель складається з перчатки, зібраної з фотодатчиків, які при згинанні пальця оператора, змінюють світловий потік впливаючий на фотодатчик на кінці пальця. Далі надсилає дані про зміну світлового потоку на плату Arduino, яка впливає на сервоприводи, намотані на вал нитку. Таким чином, положення пальців змінюється.

Результати тестування показали працездатність прототипу. Створення управляємої роботизованої руки має ряд складностей, які необхідно розглянути в подальшому: особливості масового виробництва, збільшення точності дій (розвиток дрібної моторики), і усунення некоректних рухів.

ОБОСНОВАННЯ ПРИМЕНИМОСТІ НЕЙРОННОЇ СІТИ ДЛЯ УПРАВЛІННЯ РУХОМ ШАГУЮЩОГО РОБОТА

*Анциферов М.М., Шлапак Н.П.
ІАТЭ НІЯУ МІФІ, г. Обнінськ*

В наше час робота стали невід'ємною частиною багатьох сфер життя. Їх можна використовувати різними способами. В частині, ходячі роботи здатні пересуватися по пересіченій місцевості і за рахунок цього доставляти вантажі в труднодоступні місця або з них. Також можливо використовувати робота з встановленими додатковими пристроями (манипулятор, дозиметр і т.п.) для роботи в радіаційно забруднених зонах. Як приклад, для усунення

мелких неисправностей в гермооболочке АЭС, без необходимости её разгерметизации и останова реактора.

Ключевые аспекты, связанные с шагающими роботами, включают в себя стабильность в движении, навигацию и адаптацию к окружающей среде. Роботы должны поддерживать равновесие и иметь различные и эффективные алгоритмы навигации, а также подстраиваться под меняющиеся условия окружающей среды.

Фундаментальные концепции кинематики и динамики представляют собой элементы, которые влияют на способность роботов двигаться, балансировать и взаимодействовать с окружающей средой. Но адаптация не менее важный процесс.

Поэтому ученые пришли к практике использования нейронных сетей, которые играют важную роль, совершенствуя данные процессы. Они предоставляют мощный инструмент для оптимизации движения роботов. Их способность обучаться на новых для модели данных дает возможность шагающим роботам, оснащенным нейросетевыми контроллерами, улучшать свои навыки с течением времени и опыта. Также одним из ключевых преимуществ нейросетей является их способность принимать решения в режиме реального времени или с малой задержкой за счёт высокой скорости работы.

Наиболее распространенным подходом к обучению нейросетей является обучение с учителем, которая широко используется для создания техники с функциями классификации изображений, распознавания звуков и голоса. Например, современные голосовые помощники. Для ответов на не классифицируемые вопросы и реплики обычно используют нейросети. Таким образом, российская технология голосового помощника «Алиса» постоянно учится на разных материалах из медиа, книг и кино, где персонажи взаимодействуют, спорят или объясняют что-то [1]. Подход к обучению начинается с создания компьютерной симуляции. Это важный этап, который позволяет провести первичное обучение нейросети в контролируемой и безопасной среде, прежде чем переходить к реальным экспериментам. Тем не менее важно помнить, что данные, собранные с помощью разнообразных датчиков, должны обеспечивать нейронную сеть наиболее ценной информацией об

оточуючій середі. Інформативність таких даних необхідна для забезпечення точності і ефективності. Сенсори можуть включати в себе камери, лазерні дальноміри, інфрачервоні сенсори і інші пристрої, призначені для реєстрації даних про оточуючі умови і положення робота.

Нейронні мережі здатні виконувати широкий спектр завдань і мають великим потенціалом для застосування в робототехніці. Вони можуть бути використані для створення шагоходів здатних пересуватися по пересіченій місцевості і тому їх можна використовувати як доставщиків вантажів в складно доступні місця. Також, вони грають важливу роль в оптимізації маневрування роботів в умовах обмеженого простору, як наприклад автономні транспортні засоби використовують дані з різних джерел для маневрування в міському трафіку [2] і створення адаптивних роботів, здатних працювати в різних середовищах і виконувати різноманітні завдання, в дослідженні [3] були використані нейронні мережі для рішення завдань маршрутизації і картографування мобільного робота.

Література

1. Академія Яндекс. - Режим доступу: <https://academy.yandex.ru/posts/kak-ustroena-rabota-golosovykh-pomoschnikov> (Дата звернення: 01.11.2023)
2. Mentamore – Режим доступу: <https://mentamore.com/transportnaya-infrastruktura/bespilotnye-avtomobili-google.html> (Дата звернення: 03.11.2023)
3. Пророк В.Я., Гусеница Я.Н., Петрич Д.О. К вопросу контроля и диагностирования автоматизированных систем управления специального назначения на основе нечетких искусственных нейронных сетей // Наукоемкие технологии в космических исследованиях Земли - Спб, 2013. № 3. С. 28-33.

СИСТЕМА УПРАВЛЕНИЯ ОРГАНИЧЕСКОЙ НАЗЕМНОЙ ХОДОВОЙ

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

Киборгизация - процесс создания гибридных систем, являющиеся интеграцией искусственных компонентов в организм, могут использоваться не только для замещения дефектных частей тела организма, но и для реализации функций, превышающих нормальные возможности организма, применение которого возможно в ядерной энергетике.

Целью работы является разработка системы управления органической ходовой (мадагаскарским тараканом), для возможности дистанционного управления и мониторинга при помощи беспроводной сети 2,4 ГГц. Дистанционно управляемая система предназначена для обследования труднодоступных мест при чрезвычайных ситуациях, а также для измерения радиоактивного фона.

Данный проект моделирует комплекс контроля обстановки труднодоступных объектов. Реализуется установка с помощью живой платформы (мадагаскарский таракан) с беспроводным каналом управления и расположенным на платформе видеопередающего устройства для корректного управления и передачи видеосигнала для оператора. Мадагаскарский таракан устойчив к действию радиации, что позволяет проводить измерения радиационного фона с помощью щелочно-галоидных кристаллов [1].

Установка состоит из беспроводного модуля управления движением, состоящий из модуля беспроводной связи, микроконтроллера, выполняющего стимуляцию и батареи, были установлены на грудном отделе с помощью приклеенной клеммой группы. В качестве индикатора уровня радиационного загрязнения используется сцинтилляционный метод [2].

Аккумулятор была установлена в области брюшка. Сигналы управления движениями таракана передавались с внешнего сервера по беспроводной сети 2,4ГГц.

Перед установкою електродів таракану проводиться анестезія (заморозка в течение 5-10 минут) для обездвиження насекомого і обезболювання операції. Згодом здійснюється ввід сріблястих електродів в уси і торакс таракана.

Робота всього модуля здійснюється наступним чином: відбувається читання даних з NRF24L01, далі відбувається аналіз отриманих даних і їх передача на 3 електроди (2 з них встановлені в уси таракана, а один – в торакс). Для детектування показувачів радіоактивного фону використовується вимірювач дози ІД-11.

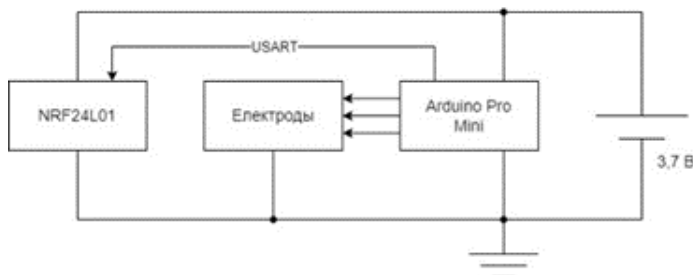


Рис.1. Структурна схема блоку управління

Даний комплекс дозволяє проводити дослідження недоступних об'єктів і вимірювання радіоактивного фону. Структурна схема представлена на рисунку 1.

Література

1. Киборг-таракан, який міг би забезпечити безпеку людей в небезпечних зонах/ Meet the cyborg cockroach that could keep people safe in hazardous areas / [Електронний ресурс] // : [сайт]. — URL: <https://perviy-vestnik.ru/literatura/> (дата звернення: 14.11.2023).
2. Eric Whitmire, Tahmid Latif, Alper Bozkurt Kinect-based system for automated control of terrestrial insect biobots / Eric Whitmire, Tahmid Latif, Alper Bozkurt [Текст] // Nature. — :10.1109/EMBC.2013.6609789.

ПРИМЕНЕНИЕ НЕЙРОИНТЕРФЕЙСОВ ДЛЯ ВОССТАНОВЛЕНИЯ ЗРЕНИЯ

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

Зрение является одним из основных способов восприятия окружающего мира, так как с него помощью человек получает около 90 процентов информации о действительности. Именно поэтому вопрос о восстановлении зрения так важен.

Интерфейс мозг-компьютер (ИМК) – устройство для обмена информацией между мозгом и внешним электронным устройством. Алгоритм работы ИМК для восстановления зрения можно представить следующим образом: изображение записывается на камеру, далее полученные данные преобразуются в сигналы, которые посылаются в головной мозг.

По степени проникновения в биологические ткани выделяют инвазивные (имплантируемые в мозг) ИМК и неинвазивные (воздействуют на мозг без хирургического вмешательства).

Цель настоящей работы – определение оптимального вида ИМК для перспективы создания прототипа.

Восстановление зрения с помощью инвазивных ИМК осуществляется за счет глубокой стимуляции зрительной коры микроэлектродным массивом, который имплантируется в мозг. Стимуляция нейронов зрительной коры вызывает восприятие небольшой вспышки света – фосфена. При динамической стимуляции фосфены появляются непрерывно, что позволяет формировать полноценное изображение [2]. Преимуществом инвазивных ИМК является точность сигналов, передающихся в мозг, следовательно, фосфены будут формировать изображение лучше. Недостатки данного вида ИМК – вероятность возникновения осложнений, связанных с вживлением импланта, а также стоимость самой операции.

Схема действия неинвазивных ИМК такая же, как и у инвазивных, однако передача сигналов в мозг реализуется за счет электроэнцефалограммы (ЭЭГ), т.е. через кожу головы. Этот вид ИМК является безопасным и более доступным, так как взаимодействие с мозгом осуществляется без хирургического

вмешательства, но точность сигналов, посылаемых в мозг, снижается [3].

Таким образом можно сделать вывод о том, что использование неинвазивных ИМК для восстановления зрения является оптимальным вариантом, поскольку данный вид ИМК более надежный и безопасный. Так, данные технологии востребованы не только в индустрии восстановления зрения, но и в том числе в атомной энергетике и промышленности для внедрения контроля действий оператора. В дальнейшем будет разработан способ улучшения качества сигнала.

Литература

1. О.С. Левицкая, М.А. Лебедев Интерфейс мозг-компьютер: будущее в настоящем. // Вестник РГМУ, - Москва, 2016
2. M.S. Beauchamp, D. Oswalt, P. Sun, ..., N. Pouratian, W.H. Bosking, D. Yashor Dynamic Stimulation of Visual Cortex Produces Form Vision in Sighted and Blind Humans. // Cell, - Philadelphia, 2020
3. Z. Sheikh, I. Manarvi, M.S. Aslam, A. Ishaque, M. Azeem Noninvasive imaging system for visually impaired people. // 3d International Conference on Computer Science and Information Technology. Chengdu, 2010

МОДЕЛЬ ПЕРЕНОСА И РАССЕЯНИЯ РАДИОАКТИВНЫХ ВЫБРОСОВ В АТМОСФЕРЕ ПОД ВЛИЯНИЕМ МОРСКОЙ БРИЗОВОЙ ЦИРКУЛЯЦИИ

Гуляев Д.Ю.

ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

При возникновении аварий на радиационно-опасных объектах (РОО) перед лицами, принимающими решения, возникают задачи, связанные с определением мер, необходимых для ликвидации последствий аварии и защиты населения. Процедура принятия решений в условиях аварии имеет ряд особенностей: острая нехватка времени, необходимость гибкого оперативного реагирования, учитывающего все факторы

сложившейся ситуации, неполнота и возможная неточность доступной информации. Эти особенности вызывают необходимость внедрения специализированных систем поддержки принятия решений (СППР).

В составе СППР для анализа аварийных ситуаций на РОО должен присутствовать расчётный модуль, обеспечивающий оперативное моделирование процессов переноса и рассеяния радионуклидов, попавших в атмосферу в результате аварии. Важным элементом расчётного модуля является метеопроцессор, который на основе данных метеонаблюдений подготавливает набор пространственно-временных полей метеопараметров для выполнения моделирования переноса и рассеяния. При этом, необходим учет различных особенностей атмосферной динамики, которые могут повлиять на распространение выброса. Современные АЭС нередко размещаются вблизи морских побережий, поэтому при моделировании процессов атмосферного переноса и рассеяния радионуклидов необходимо учитывать явление бризовой циркуляции.

Цель работы – разработка и применение модели переноса и рассеяния аварийных выбросов в атмосфере под влиянием морских бризов, а также оценка данного влияния.

В основе алгоритма моделирования лежит численное решение системы уравнений мезомасштабной динамики атмосферы [1]. Результатом решения является пространственно-временное поле скорости ветра, описывающее бризовую циркуляцию. Бриз возникает за счёт разницы температур поверхностей суши и моря – модель описывает это с помощью задания особого краевого условия для температуры воздуха на нижней границе расчётной области. Это же условие позволяет отразить циклический суточный характер циркуляции. Модель также позволяет учитывать ряд других важных факторов, таких как кривизна береговой линии и топографическая неоднородность подстилающей поверхности.

Рассчитанное поле скорости ветра используется для расчёта переноса и рассеяния выбросов путем решения уравнения турбулентной диффузии [2]. Коэффициенты турбулентного обмена вычисляются по рекомендациям [3]. Результатом расчёта

являються поля концентрації і щільності осадження забруднюючих речовин.

Програмна реалізація моделі написана на мові програмування C++. Модуль розрахунок поля вітру успішно пройшов ряд тестів з допомогою аналітичних рішень схожих завдань і доступних емпіричних даних про морські бризи.

Розрахунки, проведені з використанням даної моделі, показують суттєве різниця в розподілах концентрацій, отриманих з урахуванням і без урахування бризової циркуляції, що може свідчити про необхідності урахування бризової циркуляції в оперативних моделях розповсюдження забруднення.

Література

1. R.A. Pielke. Mesoscale meteorological modeling. – Academic Press, 2013.
2. А.С. Монін, А.М. Яглом. Статистична гідромеханіка. Механіка турбулентності. – М.: Наука, 1965.
3. РД 52.18.717. Методика розрахунок розсіювання забруднюючих речовин в атмосфері при аварійних викидах. – Обнинськ, 2009.

СЕКЦИЯ VI
РАДИОНУКЛИДНАЯ И ЛУЧЕВАЯ МЕДИЦИНА

**ТАРГЕТНАЯ РАДИОНУКЛИДНАЯ ТЕРАПИЯ КАК
СОВРЕМЕННОЕ НАПРАВЛЕНИЕ ЯДЕРНОЙ
МЕДИЦИНЫ**

Давыдов Е.С., Попова Т.С., Холодова А.А.
ВИТИ НИЯУ МИФИ, г. Волгодонск

Почти век назад, начиная с 1940-х годов, советские ученые начали изучать степень воздействия радиации на живые организмы, предложив использовать радиофармпрепараты в медицинских целях. Вскоре СССР стал одним из лидеров нового направления медицины – ядерной, но в период распада СССР эта деятельность прекратилась. Как итог – сегодня наша страна вынуждена наверстывать упущенное.

В современных условиях развитие медицины как таковой (без ее привязки к классической или ядерной) – важный аспект жизнедеятельности общества. Но именно ядерные технологии в целом и лучевую терапию в частности – можно считать одними из важнейших составляющих современной медицинской помощи для больных с онкологическими диагнозами. Свыше половины радиоактивных изотопов, нарабатываемых в мире, сегодня используются именно для медицинских нужд.

Актуальным направлением лечения является такой подвид, как таргетная радионуклидная терапия. Это системное лечение, использующее молекулы, специфичные для радиоактивных раковых клеток, для доставки цитотоксической дозы излучения к раковым клеткам с минимальным повреждением здоровых органов. Применяется данная технология для точной борьбы с конкретными раковыми клетками в организме человека, сокращая причинение вреда здоровым участкам. Существенное отличие таргетной радионуклидной терапии от других методов лечения рака – это возможность предсказания эффекта на основании анализа опухолевой ткани.

Например, на поверхности раковой клетки предстательной железы есть рецептор, которого нет на поверхности здоровой

клетки. К нему присоединяется лиганд – полимеры гликопептидной или гликопротеиновой природы человека, часто обозначается как «сигнальная» молекула нашего организма, связанная с рецептором. В свою очередь, к лиганду присоединяется радиоактивный заряд. Введенный внутривенно заряд начинает накапливаться именно в этом месте, проходя сосуды и многие внутренние органы. Под его воздействием раковые клетки начинают погибать.

Ярким примером таргетной радионуклидной терапии является использование радиоактивного йода. Радиоактивный йод – это изотоп йода, применяющийся для лечения заболеваний щитовидной железы, тиреотоксикоза, гипертиреоза и других патологий. [1]. Клетки щитовидной железы производят тиреоидные гормоны – аминокислоты тирозина, содержащие йод. Вообще щитовидная железа производит два вида таких гормонов, один из которых не содержит в себе дополнительный атом йода в своей молекуле. Йод необходим для жизни этих гормонов. Но гормон не может различать, какой именно йод он потребляет – радиоактивный или нет. Для того чтобы лечение началось, создается специальный гормональный голод, чтобы возник дефицит йода в организме. При попадании в организм радиоактивного йода, гормоны потребляют его внутрь клетки, и раковая клетка погибает. Это позволяет полностью вылечить человека или значительно улучшить состояние его самочувствия и здоровья [2].

Несмотря на интенсивное развитие различных методов инструментальной диагностики и терапии, доля использования радионуклидной диагностики в медицинской практике имеет тенденцию интенсивного роста. Использование этих технологий позволяет проводить соответствующую терапию при ранних проявлениях онкологических, сердечно-сосудистых и других заболеваний.

Литература

1. Агранат В.З. Радиоизотопная диагностика злокачественных опухолей. – М.: Медицина, 1967. – 228 с.

2. Матусевич Е.С. Математическое моделирование активности радиойода в щитовидной железе. // Мед. радиол. и радиац. безопасность, 2002, 47, № 3, С. 51–58.

ВЛИЯНИЕ ПЛОТНОИОНИЗИРУЮЩЕГО ИЗЛУЧЕНИЯ НА КОНЦЕНТРАЦИЮ СВОБОДНОГО ПРОЛИНА И ЭКСПРЕССИЮ ГЕНА, КОДИРУЮЩЕГО ПРОЛИЛ-ТРНК СИНТЕТАЗУ У ЯЧМЕНЯ

*Атамановская Г.А., Афонина С.О., Комарова Л.Н.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Повышенный интерес к радиобиологическим исследованиям эффектов плотноионизирующего излучения обусловлен необходимостью выявления механизмов действия факторов космических полетов и пострadiaционного восстановления растений, определяющих их радиочувствительность. Протоны, как известно, являются основной компонентой галактических космических лучей [1].

Цель работы – изучить влияние плотноионизирующего излучения на содержание свободного пролина и транскрипционную активность гена, кодирующего пролил-ТРНК синтетазу у *Hordeum vulgare* L. Облучение протонами проводили на базе Медицинского радиологического научного центра имени А.Ф. Цыба – филиала ФГБУ «НМИЦ радиологии» Минздрава России (г. Обнинск) на установке «Прометеус» на «простреле» со средней энергией 100 кэВ/нуклон, в дозах 5, 10, 15, 20, 25, 50 Гр.

Облученные и контрольные семена проращивали в рулонных культурах. На 2-ой день прорастания отбирали часть семян, извлекали из них зародыши и фиксировали в жидком азоте. На 10-ые сутки измеряли содержание пролина в проростках, путем пересчета оптической плотности, которую определяли на фотометре КФК-3-01.

Для определения экспрессии генов фиксированные в жидком азоте зародыши гомогенизировали и выделяли РНК при помощи реагента для выделения суммарной РНК ExtractRNA (Евроген, Россия) согласно протоколу производителя. Концентрации РНК определяли на спектрофотометре NanoDrop ND-1000 UV-Vis

(Thermo Scientific, США). Синтез кДНК на матрице РНК, амплификацию и детекцию проводили в одной пробирке при помощи набора реагентов для одноэтапного анализа транскриптов РНК OneTube RT-PCR SYBR (Евроген, Россия). Уровень транскрипционной активности генов определяли с помощью ПЦР в реальном времени на амплификаторе QuantStudio 5 (Thermo Scientific, США). В качестве референтного гена выбрали ген 18S rRNA, который кодирует 18S субъединицу рРНК.

Статистически значимое дозозависимое увеличение концентрации свободного пролина в ростках ячменя обыкновенного после облучения протонами начинается с дозы облучения 10 Гр. Наблюдается статистически значимое повышение экспрессии гена пролил-тРНК синтетазы в диапазоне доз облучения протонами 15–50 Гр. Исходя из этого можно сделать вывод, что в ответ на радиационно-индуцированный стресс у *Hordeum vulgare* L. на ранних этапах онтогенеза увеличивается транскрипционная активность гена, ответственного за синтез пролина.

Литература

3. Петрукович А. А., Дмитриев А. В., Струминский А. Б. Солнечно-земные связи и космическая погода // Плазменная гелиофизика. М.: Физматлит, 2008. – Т.2. – 55 с.

ПРИМЕНЕНИЕ СОРБЦИОННЫХ СПОСОБНОСТЕЙ НАНОРАЗМЕРНЫХ ОКСИДНЫХ КОМПОЗИЦИЙ НА ОСНОВЕ Al_2O_3 В ЯДЕРНОЙ МЕДИЦИНЕ ДЛЯ НАРАБОТКИ РАДИОФАРМПРЕПАРАТА Ra^{223}

*Конарев С.А., Малютин В.М., Черепнев М.С., Большаков А.М.,
Неволин Н.Р., Каренгин А.Г., Кузнецов М.С., Ворошилов Ф.А.,
Безденежных И.В.
НИ ТПУ, Томск*

Создание перспективного способа наработки изотопа Ra^{223} при помощи оксидной композиции, устойчивой к радиоактивному излучению и термическому воздействию, которая после прохождения плазмохимической обработки, будет

являться сырьём для формирования мишенного узла, лежит в основе исследовательской работы.

Серия экспериментов, состоящая из четырех последовательных опытов при идентичных условиях, направлена на исследование эффективности накопления целевого изотопа на порошковой мишени при облучении в поле генератора нейтронов. В качестве вещества, обладающего высокими сорбционными способностями, был применен Al_2O_3 . Синтез порошков производился на уникальной установке – «Плазменный модуль на базе высокочастотного генератора ВЧГ8-60/13-01». Установка предназначена для производства сложных оксидных композиций абсолютного перемешивания, методом плазмохимического синтеза. Для определения количественного содержания выделенного Rn^{222} , синтезированного Ra^{223} проведен гамма-спектрометрический анализ порошкообразных образцов. В работе использовался коаксиальный германиевый полупроводниковый детектор Canberra GC1518.

Анализ набранных спектров гамма-излучения показал наличие изотопов Bi^{214} и Pb^{214} – дочерних продуктов распада ядер Rn^{222} .

Табл. 2. Результаты гамма-спектрометрического анализа

Номер эксперимен та	Определенный нуклид	Активность, ГБк	Масса, нг
1	Bi-214	6,38	3,91
	Pb-214	4,59	3,82
2	Bi-214	2,16	1,32
	Pb-214	2,16	1,8
3	Bi-214	6,33	3,88
	Pb-214	4,57	3,81
4	Bi-214	8,84	5,41
	Pb-214	5,47	4,56

Средние значения активностей изотопов составили 2,96 (ГБк) и 2,1 (ГБк) соответственно. А среднее количественное содержание изотопов в образцах составили 1,82 нг (или $2,8 \cdot 10^{-8}\%$) и 1,75 нг (или $2,7 \cdot 10^{-8}\%$) соответственно.

В ході дослідження були підтверджені сорбційні здатності досліджуваної оксидної композиції на основі Al_2O_3 . Аналіз джерел інформації вказує на можливість синтезу Ra^{223} , при наработці Rn^{222} і його наступним облученні Rn^{222} нейтронами певного енергетичного діапазону отримувати Ra^{223} , який використовується для радіонуклідної терапії кісткових метастазів при кастраційно-резистентному раку передміхурової залози. Надання форми пресуванням або заключенням збагаченого порошку в теплопровідну герметичну гільзу дозволить експериментально встановити оптимальний режим роботи нейтронного каналу для синтезу Ra^{223} .

Робота виконана при підтримці Міністерства науки і вищої освіти Російської Федерації в межах програми «Наука» (Проект № FSWW-2023-0003).

ГИДРОГЕЛЕВЫЕ ФАНТОМЫ ОРГАНОВ – СРЕДСТВО ДЛЯ СОВЕРШЕНСТВОВАНИЯ ИНСТРУМЕНТОВ И МЕТОДОВ ЛУЧЕВОЙ ТЕРАПИИ

*Салимон М.А.¹, Мальченко О.М.², Мельников И.А.²,
Сухомлин Д.А.², Черкасская Е.В.², Шутков Г.А.²*

¹ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

*²АНОО ВО «Сколковский институт науки и технологий»,
Москва*

Развитие техники и методик лучевой диагностики и терапии на основе γ -лучей, позитронов и др. для повышения эффективности и снижения нежелательных побочных эффектов требует решения вопросов коллимации, фокусировки и позиционирования фокуса луча, а также калибровки доз и интенсивности [1]. Эффективность этих решений оценивается на лабораторных животных, кадаврах или добровольцах, что ограничивает число попыток и может быть исключено по этическим соображениям. Гидрогелевые фантомы мягких органов позволяют расширить возможности при испытании техники и методик лучевой диагностики, так как могут быть сформированы в анатомическом, физико-химическом и

механическом отношении максимально приближенными к естественным для человеческого тела [2]. Более того, при необходимости такие фантомы могут быть изготовлены как индивидуализированные и весьма точные копии органов конкретного пациента, в том числе с воспроизведением новообразований или других патологических участков.

В докладе представлены разработанные и опробованные технологические подходы для создания индивидуализированного фантома головного мозга человека на основе данных компьютерной томографии (КТ). Данные КТ используются для создания геометрической 3Д модели мозга, которая может быть быстро (до 6 часов) материализована средствами 3Д-печати из жестких пластиков класса полилактидов для получения мастер-модели. Мастер-модель используется для получения негатива – заливочной формы, а сам фантом формируется после заливки и желирования при отрицательных температурах водно-полимерных растворов (например, поливинилспиртов, карбоксиметилцеллюлозы и агарозы) в негативной заливочной форме – см. Рис.1.

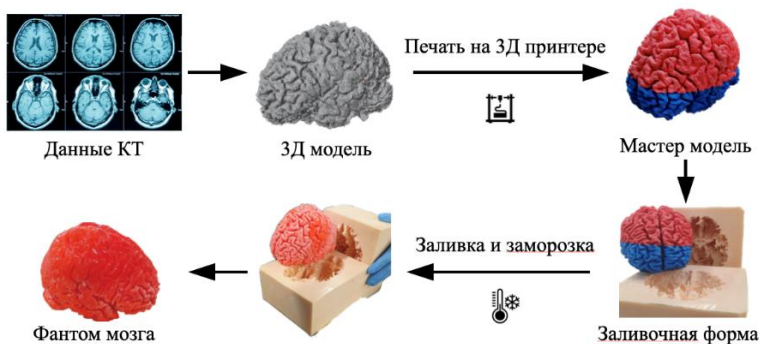


Рис. 1. Процесс изготовления гидрогелевого фантома мозга

Полученный таким образом гидрогелевый фантом мозга после помещения в герметичный фантом черепа (изготавливается из близкого к гидроксипатиту по химическому составу и плотности гипсу или диоксида) [2] совместно с жидкостью, воспроизводящей ликвор, может быть многократно

использован для отработки методик лучевой медицины, в т.ч. для конкретного пациента.

В докладе обсуждаются возможности развития данного подхода в отношении визуализации области радиационного повреждения после лучевого воздействия, в т.ч. *operando*, т.е. непосредственно в процессе облучения.

Литература

1. Hirotaka Hasegawa, Masaaki Yamamoto, Masahiro Shin & Bierta E Barfod (2019) Gamma Knife Radiosurgery For Brain Vascular Malformations: Current Evidence And Future Tasks, Therapeutics and Clinical Risk Management, 15:, 1351-1367.
2. The characterization of PVA/PHY hydrogels for 3D printing fabrication of organ phantoms / E. S. Statnik, E. A. Sorokina, I. I. Larin [и др.] // Materials Today: Proceedings. – 2020. – Т. 33. – № xxxx. – С. 1874-1879.

ПРИМЕНЕНИЕ РАДИОНУКЛИДА LU-177 В МЕДИЦИНЕ

Чемерис Е.В.

ИАТЭ НИЯУ МИФИ, Обнинск

В современном мире все ещё остро стоит проблема онкологических заболеваний. Заболеваемость злокачественными новообразованиями возрастает ежегодно, с чем увеличивается потребность в расширении методов терапии и открытии новых препаратов для лечения злокачественных новообразований.

На данный момент наиболее развивающимися и перспективными направлениями в лечении рака являются технологии ядерной медицины, предполагающие применение таргетных радиофармпрепаратов (РФП) с использованием одного из самых перспективных радионуклидов – Lu¹⁷⁷ (Лютеций-177).

Преимуществами применения Lu¹⁷⁷ – активного β-излучающего радиоизотопа, являются:

- Удобный период полураспада – 6,71 суток;
- Приемлемая энергия β-частиц ($E_{\text{макс}}=0,497$ МэВ);

- Мягкое сопутствующее γ -излучение ($E_\gamma=113$ кэВ (6,4%) и 208 кэВ (11%));
- Сравнительно небольшая длина пробега β -частицы в биологических тканях (<2 мм);
- Одновременное испускание β -частиц и γ -квантов – идеально подходит как для диагностики, так и для терапии злокачественных новообразований [3].

Если выделить основное его достоинство, относительно малый период полураспада, то для сравнения – стронций-89, который применяют в терапии много лет, относительно долгоживущий. Период его полураспада составляет 50,5 суток. Это время он находится в костях и дополнительно облучает красный костный мозг, который находится рядом. То в случае лютеция-177 этот риск преимущественно меньше.

Ещё одной особенностью этого радионуклида – является способность связываться с вектором (который будет определять взаимодействие РФП со специфической биологической клеткой-мишенью (опухолевыми клетками)). Это способствует избирательному и необратимому повреждению ткани-мишени и минимальному системному воздействию нормальных тканей, прилежащих к опухоли. [1].

В настоящий момент Lu^{177} является актуальным при лечении метастатического кастрационно-резистентного рака предстательной железы (Лютеций-177-ПСА), костных метастазов, а также нейроэндокринных опухолей (Лютеций-177-ДОТАТАТ). [2]. Стоит отметить, что нейроэндокринные опухоли в РФ сейчас не лечат.

Радионуклидную терапию с использованием лютеция применяют в следующих случаях:

- Если опухоль находится в запущенной стадии, есть метастазы;
- Если не помогают другие виды лечения, опухоль прогрессирует, несмотря на терапию. Например, Lu^{177} -ПСА применяют при раке, который устойчив к гормональным препаратам и к химиотерапии;

РФП с использованием Лютеция¹⁷⁷ – туморотропный препарат, который влияет практически на все метастазы, которые есть у пациента. И оказывает на них терапевтический эффект:

достигається швидке зняття болю, покращується якість життя, так як при кісткових метастазах болючий синдром дуже виражений.

Література

1. Воронцова М.С., Кармакова Т.А., Панкратов А.А., Каприн А.Д. Сучасні тенденції розвитку таргетної радіонуклідної терапії// Медичинська радіологія і радіаційна безпека. 2021.Т.66. №6. С. 63–70.

2. Медведєва А.А., Чернов В.І., Усєнін Е.А., Зєльчан Р.В., Брагіна О.Д., Лушнікова Н.А. Використання ¹⁷⁷Lu-ПСМА для радіонуклідної терапії у пацієнтів з кастраційно-резистентним раком передміхурової залози. Сибірський онкологічний журнал. 2021; 20(3): 115–123. – doi: 10.21294/1814-4861-2021-20-3-115-123.

3. П.П. Болдырев, Ю.И. Верещагин, В.А. Загрядский, М.А. Прошин, А.Н. Семенов, Д.Ю. Чувилин Способ получения радиоизотопа Лютеций-177// - Москва, 2015.

ІЗУЧЕННЯ ВЛАСНОСТЕЙ ФУМАРАТА 3-ОКСИПІРИДИНА НА НОРМАЛЬНІ КЛІТИНИ ЧОЛОВІКА В УМОВАХ ГІПОКСІЇ

*Чудновець Т.А., Балдов Д.А., Выпова Е.Р., Купцова П.С.,
Лапенко А.К., Комарова Л.Н.
ІАТЭ НІЯУ МІФІ, Обнінськ*

Злоякісні новоутворення залишаються однією з найбільш важливих проблем. За даними Всесвітньої організації охорони здоров'я (ВОЗ), в 2020 році від онкологічних захворювань у світі померло близько 8,8 мільйонів осіб. Одним з найбільш вимогливих методів лікування залишається променева терапія. Існують різні фактори, що впливають на рівень радіочувствительності клітин. Комбінований вплив гіпоксії з радіопротекторами може надати можливість знизити променеву і хімічну навантаження на навколишні здорові клітини при лікуванні пухлин. Мета дослідження полягала в вивченні впливу

комбинированного действия гипоксии и фумарата 3-оксипиридина на нормальные клетки человека.

Объектом исследования была выбрана клеточная культура почки эмбриона человека (НЕК-293). Раствор фумарата 3-оксипиридина был приготовлен в концентрации 0,05 мг/мл и введен в клетки за 24 часов до начала облучения. Облучение проводилось на комплексе протонной терапии «Прометеус» (АО «Протом») в дозах – 2; 6; 8, 12 Гр (при средней энергии протонов 100 МэВ).

Показано, что действие фумарата 3-оксипиридина в условиях гипоксии, вызвало гибель клеток (рис. 1).

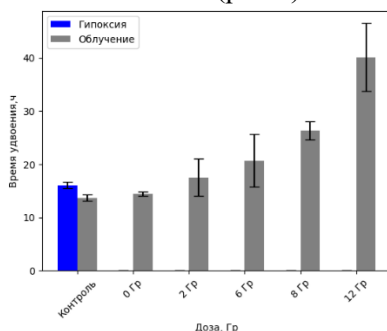


Рис. 4. Время удвоения НЕК-293 при комбинированном облучении протонами и воздействия фумарата 3-оксипиридина через 48 часа

Полученные данные позволяют говорить о том, что фумарат 3-оксипиридин оказывает эффект острой токсичности на нормальные клетки человека в условиях гипоксии.

Литература

1. Cytogenetic analysis for radiation dose assessment: A Manual – (Technical Reports Series/IAEA; № 405) /International Atomic Energy Agency. Vienna: IAEA, 2001. 127p
2. Купцова П.С., Комарова Л.Н., Выпова Е.Р. Исследование радиопротекторных свойств фумаровой кислоты и фумарата 3-оксипиридина при действии ионизирующего излучения на клетки человека. Радиационная гигиена. 2023;16(1):32-39.
<https://doi.org/10.21514/1998-426X2023-16-1-32-39>

**СЕКЦІЯ VII
ПЕРСПЕКТИВЫ УПРАВЛЕНИЯ ПРЕДПРИЯТИЯМИ
АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ**

**РАЗРАБОТКА РЕАЛИЗАЦИИ ДВУХКОМПОНЕНТНОЙ
АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ С ЗАМКНУТЫМ ЯДЕРНЫМ
ТОПЛИВНЫМ ЦИКЛОМ**

*Седова У.А., Тимонина А.Е., Пачкорія А.К.
Дипломатическая академия МИД России, г. Москва*

Актуальность разработки более мощных быстрых натриевых реакторов, проекты БН-1200 и БН-1200М в ГК "Росатом", и развития энергосистемы, как замкнутый ядерный топливный цикл (ЗЯТЦ), обусловлена стремлением к устойчивому и эффективному использованию ядерной энергии. Данное направление исследований обусловлено стремлением к устойчивому и эффективному использованию ядерной энергии в условиях растущего мирового потребления электроэнергии и необходимости сокращения выбросов углерода. Ведущие технологии, такие как ЗЯТЦ, являются ключевыми средствами перехода к чистой и устойчивой энергетике.

По итогам анализа различных вариантов необходимо развить ядерные электростанции (ЯЭС) с разными типами реакторов, расширить переработку топлива, замкнуть топливный цикл и обеспечить безопасное хранение отходов. Реализация этих технологий требует соблюдения безопасности, экономической эффективности и общественной приемлемости. Выявлены риски и неопределенности, связанные с прогнозированием развития атомной энергетики, оценкой ресурсов урана, надежностями реакторов и стоимостью переработки и хранения отработанного топлива.

Первый шаг к замыканию топливного цикла в ЯЭС - инвестиционный проект с использованием реакторов ВВЭР-ТОИ и БН-1200/БН-1200М, работающих в замкнутом топливном цикле (рис. 1).

Использование плутония и малых актинидов (МА) из отработанных ядерных топливных (ОЯТ) элементов уменьшает накопление радиоактивных отходов, облегчает их хранение и открывает возможности для расширения в области обезвреживания ядерного топливного цикла. Планомерное строительство реакторов БН-1200М с постепенным вводом одного реактора в эксплуатацию каждые два года позволяет сократить годовое потребление природного урана для установки мощностью 1 ГВт примерно на 20%.

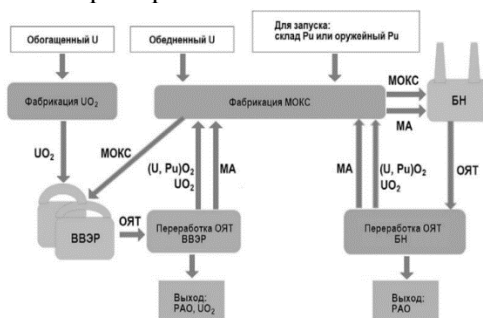


Рис. 1. Двухкомпонентная схема ядерной энергетики

Результаты исследования показали, что запланированное строительство АЭС до 2035 года предполагают сооружение нескольких реакторов ВВЭР-ТОИ, одного БН-1200М, а также предприятия ЯТЦ для изготовления МОКС-топлива, что можно считать 1-ым этапом ЗЯТЦ. Для 2-ого этапа необходимы ещё реакторы типа БН. Проведенное исследование позволяет выбрать расположение второй АЭС с таким реактором (Южно-Уральская АЭС).

Планируется дальнейшее изучение технологий ядерного рециклинга, например реактора БРЕСТ-ОД-300 (и последующих модификаций), для сохранения экологической повестки и ресурсной базы атомной энергетики.

Литература

1. Алексеев, П. Н., Алексеев, С. В. и др. Двухкомпонентная ядерная энергетическая система с тепловыми и быстрыми реакторами в замкнутом ядерном топливном цикле. - М.: ТЕХНОСФЕРА, 2016

СОВРЕМЕННОЕ СОСТОЯНИЕ АТОМНОЙ ПРОМЫШЛЕННОСТИ РФ

*Семёнова А.С., Аброськина Ю.Н.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

С начала 2022 года в отношении России были применены различные пакеты санкций, но, несмотря на санкционное давление со стороны других стран, российская атомная отрасль продолжает развиваться. Непосредственно ядерный сектор РФ представлен ГК «Росатом». Госкорпорация «Росатом» объединяет производство, которое оказывает широкий спектр услуг ядерной энергетики и ядерного топливного цикла. Она занимает ведущие позиции в мире:

- 1 место по количеству одновременно сооружаемых в мире АЭС;
- 2 место по запасам урана;
- 4 место по выработке электроэнергии;
- 5 место по объемам добычи урана.

Российская атомная отрасль к настоящему времени прошла очередной этап, чтобы замкнуть топливный цикл и перевести атомную энергетику в разряд возобновляемых, то есть переработанный уран со временем вновь вернется в цикл производства энергии, что приведет к максимальному сокращению атомных расходов, а также к минимизации затрат на добычу и переработку урана [1].

Также стоит отметить, что ГК «Росатом» активно занимается расширением – строительством АЭС за рубежом, что ставит те страны, где стоит российская станция, в зависимость (это такие страны, как Белоруссия, Австралия, Бразилия, Аргентина, Британия и другие). Российская атомная отрасль является передовой в мире, уже тут начинается прослеживаться отработка ядерных отходов для последующего использования нового ядерного топлива и поставки в эти же страны.

По итогам Российской энергетической недели, прошедшей с 11 по 13 октября, стали известны три мировых тренда атомной промышленности:

— Преодоление постфукусимского синдрома (новые требования к атомным станциям для сохранения «безопасной» энергетики»);

— Смена «вульгарного» понимания зеленой энергетики (на данный момент зеленой энергетикой можно считать лишь ту, что соответствует критериям безопасности и сохранению окружающей среды);

— Глобальное сотрудничество (несмотря на кризисные ситуации в мире, атомная отрасль продолжает развиваться в сотрудничестве между странами – например, отношения, что складываются у стран-участниц МАГАТЭ) [2].

На основании мировых тенденций, а также стратегических задач Российской атомной отрасли можно сказать, что Российская Федерация продолжит занимать ведущую позицию в атомной энергетике, а также будет задавать направление для развития других стран.

Литература

1. АтомВестник ГК «Росатом» [Электронный ресурс]: «Мы хотим перевести атомную энергию в разряд возобновляемых источников» — Режим доступа: <https://atomvestnik.ru/2023/07/31/my-hotim-perevesti-atomnuju-jenergiju-v-razrad-vozobnovljaemyh-istochnikov/>

2. Страна Росатом [Электронный ресурс]: как меняется отношения к атомной генерации: итоги Российской энергетической недели – Режим доступа: <https://strana-rosatom.ru/2023/10/23/kak-menyaetsya-otnoshenie-k-atomnoj-ge/>

ПРОБЛЕМЫ УПРАВЛЕНИЯ РАЗВИТИЕМ ЯДЕРНЫХ ТЕХНОЛОГИЙ В АРКТИЧЕСКОЙ ЗОНЕ

*Горькавый А.В.
НИЯУ МИФИ, г. Москва*

Развитие Арктической зоны Российской Федерации ввиду уникальных природных, климатических и экологических условий представляет собой сложную задачу, решение которой

необходимо для раскрытия огромного экономического потенциала региона. Экономическая целесообразность развития Арктической зоны обусловлена не только наличием месторождений полезных ископаемых, но и транзитным потенциалом Северного морского пути, который имеет как региональное и национальное, так и глобальное международное значение. Пункт 2 Плана развития Северного морского пути на период до 2035 года, утвержденный 1 августа 2022 года распоряжением Правительства Российской Федерации, предполагает в числе прочего комплексное «развитие портовой инфраструктуры, а также сопутствующей ей наземной транспортной инфраструктуры».

Промышленное освоение как территорий, так и акваторий северного побережья Российской Федерации требует решения проблемы энергетического обеспечения огромного пространства, для которого характерен слабый уровень развития энергетической инфраструктуры. Перспективным направлением исследований является проблема развития ядерных технологий IV поколения, к которым относят в том числе атомные станции малой мощности (АСММ), как бесперебойного источника чистой энергии для удаленных и труднодоступных территорий российской Арктики. Пилотным проектом в этой области является плавучая атомная теплоэлектростанция (ПАТЭС) «Академик Ломоносов», расположенная в городе Певек Чукотского автономного округа.

Согласно определению Международного энергетического агентства, энергетическую безопасность составляют в равной степени безопасность предложения (availability) и доступность для потребителей (affordability). Строительство новых атомных станций позволяет обеспечить безопасность предложения, в то время как оставляет без внимания принципиальную и не решенную на практике на сегодняшний день проблему высокой себестоимости атомной энергии. Вместе с тем, исследования международных организаций в сфере атомной энергии по направлению экономики атомной энергетики предлагают новые методы оценки себестоимости энергии, произведенной на объектах атомной промышленности, а также содержат

предложения по повышению энергетической эффективности атомных предприятий.

Литература

1. Малые модульные реакторы: проблемы и перспективы. – ОЭСР, АЯЭ № 7560, 2021.

2. Подходы к снижению затрат на сооружение объектов ядерной энергетики. Практическое руководство для стейкхолдеров. – ОЭСР, АЯЭ № 7530, 2020.

3. Румянцева Е. И. Развитие атомной энергетики в Арктике: проблемы и перспективы / Е. И. Румянцева, А. В. Румянцева, А. С. Суворов // Система управления экологической безопасностью: сборник трудов XIII международной научно-практической конференции (Екатеринбург, 31 мая 2019 г.). — Екатеринбург: УрФУ, 2019. — С. 195-200

4. NEA (2022), Financing New Nuclear Power Plants: Minimising the Cost of Capital by Optimising Risk Management, OECD Publishing, Paris.

СОВРЕМЕННЫЕ ТЕХНОЛОГИИ ПОДБОРА ПЕРСОНАЛА В АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКЕ

*Осипов В.А., Гусева К.А.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Вопрос исследования подбора персонала организации остается актуальным в любое время, технологии подбора сотрудников очень изменчивы, и те методики, которые применялись профессиональными рекрутерами и руководством организаций ещё год назад, могут быть уже не такими эффективными, как новейшие разработки [1]. Данная проблема также актуальна и для предприятий в области атомной энергетики.

Для атомной энергетики качественный подбор персонала означает не только организацию эффективной работы предприятий отрасли, но и их безопасное функционирование.

Наряду с классическими методами подбора персонала (массовый рекрутинг, классический рекрутинг, прямой поиск, хедхантинг – переманивание уже замеченного руководством или HR-менеджером работающего в другой организации специалиста [2]), появляется возможность находить сотрудников через другие, более совершенные и технологичные платформы, специализированные электронные порталы и сайты, которые также позволяют и кандидатам находить потенциальных работодателей.

Можно выделить следующие технологичные методы отбора кандидатов: анализ электронных резюме, онлайн собеседование или телефонное интервью, стрессовое собеседование в онлайн формате с предоставлением возможности использования электронных ресурсов для моделирования ситуации, онлайн-анкетирование или тестирование, решение различных смоделированных ситуации или бизнес-кейсов, а также логических и ассоциативных задач с помощью использования интернет-ресурсов и онлайн-коммуникаций.

В 2022 году была запущена онлайн-система подбора персонала в атомной отрасли. «Цифровой подбор» — это система найма персонала, разработанная специально для подбора кадров в государственную корпорацию «Росатом». Данный продукт был разработан совместно с компаниями VK и Skilazz. Данный сервис подходит любому специалисту, вне зависимости от того стажер это или только начинающий свой путь в «Росатоме» кандидат.

Цифровая платформа позволяет и соискателю, и HR-специалисту находить вакансии и подходящие кадры. От отклика до встречи специалиста с рекрутером теперь проходит срок, не превышающий одних суток. Для предоставления информации о себе можно записать интервью, а для подтверждения квалификации назначается тест.

Оформлением сотрудников на работу также занимается робот, что делает процесс более быстрым и точным.

В свою очередь подбором персонала для обеспечения бесперебойной работы IT-систем, в том числе и «Цифрового подбора» эффективно занимается подразделение корпорации АО «Гринатом». В данном случае применяются более классические

методики подбора персонала, включая использование таких платформ как HH.ru и Profi.ru.

В совокупности применение современных технологий в области подбора персонала дает возможность быстро и эффективно подбирать кадры высокой квалификации для атомной промышленности.

Существует огромное количество методов и источников поиска и отбора персонала в условиях цифровизации. Эффективность каждой отдельно взятой технологии можно оценить как в разрезе определённой организации, так и в отрасли и стране в целом.

Литература

1. Д.А. Терешков К вопросу о классификации потребностей // Менеджмент в России и зарубежом. №1, 2014 г.
2. Е.Б. Колбачев Управление персоналом - М.: Феникс, 2018 г.

АТОМНАЯ ЭНЕРГЕТИКА: ОТ ВОЕННЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ ДО РЕШЕНИЯ ГЛОБАЛЬНЫХ ПРОБЛЕМ

*Гончар Д.Д.
УрТК НИЯУ МИФИ, г. Заречный*

Процесс деления ядер урана был открыт в 1938 году немецкими физиками Отто Ганом и Фрицем Штрассманом. В 1939 году Лео Сцилард отправил подписанное Эйнштейном письмо американскому президенту Рузвельту, в котором выражал опасение, что нацисты в Германии могут создать атомную бомбу. В условиях войны неудивительно, что ученым в первую очередь пришла идея о военном применении ядерной энергии. Первая мирная промышленная атомная станция была пущена в эксплуатацию 27 июня 1954 года в городе Обнинске (СССР).

Сегодня атомная энергетика способна решать проблемы человечества мирным путем. Например, изменение климата.

При всех своих неоспоримых достоинствах у ядерной энергетики есть три наиболее существенных недостатка:

1. Аварії освітаються СМІ гораздо сильне, чем достижения, и это сильно влияет на восприятие обществом атомной энергетикой.

2. Каждая атомная станция требует огромных денежных ресурсов на сооружение.

3. Захоронение ядерных отходов и переработка ОЯТ являются серьезными проблемами с точки зрения экономики и экологии. Проблему с захоронениями ядерных отходов трудно решить, так как они уже не могут использоваться в топливном цикле. Но ОЯТ после переработки может стать топливом для реакторов на быстрых нейтронах, в таком случае количество захраниваемого ОЯТ снижается.

Сейчас действуют всего два промышленных реактора на быстрых нейтронах: БН-600 и БН-800, оба находятся на площадке Белоярской АЭС в городе Заречный (Россия). Реакторы типа БН имеют несколько особенностей:

- Реактор имеет интегральную компоновку, т.е. активная зона реактора, первичная радиационная защита и оборудование первого контура размещаются в одном корпусе, что значительно уменьшает вероятность течи теплоносителя.

- Использование МОКС-топлива. «При производстве МОКС-топлива используется плутоний, выделяемый из ОЯТ, и обедненный уран». Таким образом реализуется замыкание топливного цикла по плутонию.

- В основе всей технологии безопасности Белоярской АЭС лежит концепция эшелонированной защиты.

Высокие требования к безопасности обуславливают высокую стоимость атомных станций любого типа.

Грамотное проектирование значительно снижает риск развития аварий. Системы и средства защиты, несомненно, будут увеличивать стоимость станций, но также будут обеспечивать безопасность и надежность эксплуатации.

Не меньше, чем качественное оборудование и сооружения для обеспечения безопасности нужны специалисты с высоким уровнем квалификации и культуры безопасности.

Несмотря на то, что впервые ядерная энергия была применена в военных целях, сейчас ее использование направлено на

улучшение и даже спасение жизней людей по всему миру. Главное подтверждение этому – атомные станции, которые предоставляют много рабочих мест и производят относительно дешевую электроэнергию. На данный момент самыми безопасными реакторами являются реакторы на быстрых нейтронах, также они лучше всего реализуют технологию замкнутого топливного цикла. Поэтому серийное производство реакторов на быстрых нейтронах способно решить проблему длительного хранения ОЯТ и значительно увеличить запасы ядерного топлива.

Литература

1. А.Ю. Шадрин. Что делать с накопленным ОЯТ // Страна Росатом, - 2019. - URL: <https://strana-rosatom.ru/2019/07/30/chto-delat-s-nakoplennym-oyat/> (Дата обращения: 18.10.2023)³
2. Преимущества атомной энергетики - URL: <https://www.rosatom.ru/about-nuclear-industry/preimushchestva-atomnoy-energetiki/> (Дата обращения: 20.10.2023).

МЕСТО И ЗНАЧЕНИЕ МЕЖДУНАРОДНОГО НАУЧНО-ОБРАЗОВАТЕЛЬНОГО ЦЕНТРА ЯДЕРНЫХ И СМЕЖНЫХ ТЕХНОЛОГИЙ В СТРАТЕГИИ СОЦИАЛЬНО-ЭКОНОМИЧЕСКОГО РАЗВИТИЯ ГОРОДА ОБНИНСКА КАК НАУКОГРАДА РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ НА 2025-2040 ГОДЫ

*Жукова А.П., Карамышева Е.П., Осипов В.А.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Концепция формирования города Обнинска как города-университета возникла давно, но приобрело свою актуальность только последние несколько лет. Во многом, это связано с тем, что первый наукоград России за двадцать три года сформировал хорошую площадку для реализации масштабного проекта. Идею создания международного научно-образовательного центра ядерных и смежных технологий «ОбнинскТех» на базе ИАТЭ НИЯУ МИФИ (далее – МНОЦ «ОбнинскТех») поддержали президент Российской Федерации В.В. Путин, генеральный

директор ГК «Росатом» А.Е. Лихачёв, губернатор Калужской области В.В. Шапша и др. Современная площадка международного ядерного образования откроет новые возможности для кооперации в сфере ядерных технологий и смежных с ней отраслях, позволит увеличить привлекательность и конкурентоспособность российского образования на международном рынке образовательных услуг, а также сделает обучение студентов более практико-ориентированным [1].

Сегодня Обнинск развивается как многопрофильный исследовательский центр, специализирующийся на научных разработках в ядерной физике, атомной энергетике, радиологии, радиационной химии, геофизике и метеорологии, различных отраслях медицины, фармацевтике, производстве материалов с уникальными свойствами. Высокоразвитый комплекс научных и производственных организаций города, современная информационная среда, хорошо развитая инфраструктура создают исключительные возможности для комфортной, современной жизни.

Градообразующей основой города являются предприятия научно-производственного комплекса (далее - НПК) города, в который входят 39 предприятий и организаций (11 научных организаций, 2 высших учебных заведения и 26 промышленных предприятий). Ряд сформировавшихся здесь научных школ получили международное признание. Высокий уровень исследований обнинских ученых стали основой долговременных и разносторонних научных связей институтов города с международными организациями, зарубежными научными центрами [3].

Сегодня ключевыми предприятиями НПК города Обнинска являются: АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», АО «ОНПП «Технология» им. А.Г.Ромашина», АО «ГНЦ РФ НИФХИ», МРНЦ им. А.Ф. Цыба – филиал ФГБУ «НМИЦ радиологии» Минздрава России, ФГБУ «НПО «Тайфун», ФГБНУ ВНИИРАЭ, ИАТЭ НИЯУ МИФИ, АНО ДПО «Техническая академия Росатома».

Организации НПК постоянно развиваются. Так, например, 20 января 2023 г. на площадке НИФХИ им. Л.Я. Карпова было запущено строительство первого в России завода по производству изотопной продукции медицинского назначения по стандартам

GMP. Оно станет крупнейшим предприятием в Европе, выпускающим радиофармпрепараты по расширенной номенклатуре.

Также 20 января 2023 г. в МРНЦ им. А.Ф. ЦЫБА была открыта первая в России GMP-лаборатория клеточных технологий. Новая лаборатория позволит приумножить современные методы лечения пациентов. На этой площадке будет организовано производство клеточных и тканевых продуктов и тест-систем на основе собственных клеток пациентов, разработка и выпуск тканей и биопротезов органов [1].

В наукограде сформирована высокого уровня научно-образовательная экосистема: специализированные школы, атомные и инженерные классы «Росатома», организации дополнительного образования для детей (детский технопарк «Кванториум», ЧОУ ДО «АкадемияТехнолаб»), институты, лицеи, на базе ИАТЭ НИЯУ МИФИ несколько раз в год проводятся предвузовские программы для старшеклассников и многое другое. Все это позволяет с раннего детства привлекать детей к науке и раскрывать их творческий потенциал.

В Обнинске большое значение имеет интеграция вузов и научно-исследовательских институтов. В рамках уже существующих структур наукограда обеспечивается создание условий, при которых ведущие ученые и специалисты принимают активное участие в учебном процессе, а студенты – в научно-производственном процессе. В ряде научно-исследовательских институтов действуют учебно-исследовательские лаборатории для обучения студентов.

Сейчас перед г. Обнинском стоит сложная и ответственная задача – разработка стратегии социально-экономического развития города и продления статуса наукограда. Важно, чтобы первый наукоград РФ развивался не просто удобным для жизни, но и городом, способным развивать инновации, а также являлся точкой притяжения молодых и амбициозных учёных. Важно, чтобы стратегическими направлениями развития города Обнинска на 2025-2040 гг. стали ядерная энергетика, ядерная медицина, ядерное образование, сельхозрадиология и радиофармацевтика, перспективные виды вооружений и спецтехники, информационно-телекоммуникационные системы [2].

Реалізація данного вектора розвитку міста можлива як раз завдяки створенню МНОЦ «ОбнинскТех». Він дозволить Обнинську продовжувати розвивати науково-технічний потенціал НПК міста для забезпечення національної безпеки держави і стійкого соціально-економічного розвитку самого міста, створити нові робочі місця, формувати і підтримувати комфортну міську середовище, а також підвищувати благополуччя його населення.

Література

1. Офіційний сайт ТАСС [Електронний ресурс] Режим доступу: <https://tass.ru/> (дата звернення 18.10.2023).
2. Протокол від 25.09.2023 № 01-23 розширеного засідання Міського науково-технічного ради г. Обнинська [Електронний ресурс]: офіційний сайт. Режим доступу: <http://www.admobninsk.ru/administration/collegiateorgans/soviets/sovet-nayka/> (дата звернення 21.10.2023).
3. Постанова Адміністрації г. Обнинська від 11.11.2022 № 2538-п «Про зміні складу науково-виробничого комплексу міста Обнинська» (дата звернення 18.10.2023).

СЕКЦИЯ VIII ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЕ ЯДЕРНЫЕ РЕАКТОРЫ

РАЗРАБОТКА МИШЕНИ ИЗ НИЗКООБОГАЩЁННОГО УРАНА ДЛЯ ПРОИЗВОДСТВА РАДИОНУКЛИДА МО-99 В ЯДЕРНОМ РЕАКТОРЕ

Дорофеев А.А.^{1,2}, Пахолик Д.А.², Кочнов О.Ю.²

¹ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

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

Объектом исследования является: мишени из низкообогащенного урана, применяемые для наработки Мо–99.

Предмет исследования – топливные композиции мишеней из низкообогащенного урана, применяемые для наработки Мо–99.

Целью научно-исследовательской работы является анализ материалов, применяемых в топливных композициях мишеней из низкообогащенного урана для наработки Мо–99, разработка собственной мишени из низкообогащённого урана для наработки осколочным методом на реакторной установке ВВР-ц [1].

Методологической основой в работе выступают сбор, систематизация и анализ данных о применяемых методах получения Мо–99 и их особенностях, мишенях из низкообогащённого урана, применяемых для наработки Мо–99, а также освоение и использование программного средства Serpent [3] для выбора оптимального материала замедлителя и конструкции сердечника мишени.

В работе произведена симуляция работы в реакторе ВВР-ц мишеней, выполненных из металлического урана, заблокированного различными материалами, такими как никель, ниобий, цирконий, графит, различные гидриды циркония [2] и дейтериды циркония.

Литература

1. В.В. Колесов, О.Ю. Кочнов, Р.В.Фомин. Оценка увеличения производства ⁹⁹Мо при различных компоновках

активної зони на реакторі ВВР-ц. // Ядерна енергетика. Известия вузов. – 2013. – №1.

2. Е.О. Адамов, П.В. Андреев, С.А. Антипов, А.И. Аржаев и др. Машиностроение ядерной техники. Т. IV-25. В 2-х кн. Кн. 2. -М. 2005

3. Ю.Е. Каражелевская, В.В. Колесов, А.М. Терехова. Использование программного комплекса Serpent для проведения нейтронно-физического расчета реакторов. – учебное пособие. Обнинск 2016

METHODS FOR PRODUCING THE RADIONUCLIDE MOLYBDENUM-99

*Niyotwagira Clarisse, Terekhova A.M.
IATE NRNU MEPhI, Obninsk*

Molybdenum (^{99}Mo) is an essential element in nuclear medicine, as it is a parent to technetium-m99 ($^{99\text{m}}\text{Tc}$). So, its production turns an important deal. Although molybdenum has broad applications in many fields, most important one is found in nuclear medicine. Where approximately 80-85 % of imaging that are performed uses $^{99\text{m}}\text{Tc}$ the daughter of molybdenum 99. Hence, a constant supply of ^{99}Mo is a key issue to ensure the routine application of $^{99\text{m}}\text{Tc}$.

Currently about 10,000 cu ^{99}Mo is required per week [1-3]. And most of it is produced by 8 reactors; OPAL in Australia, OSIRIS in France, MARIA in Poland, LVR-15 in Czech Republic, SAFARI-I in South Africa, NRU in Canada, HFR in Netherlands and BR2 in Belgium. And the market for processing the irradiated targets is dominated by five companies; Nordion in Canada, Covidien in Netherlands, NTP in South Africa, IRE in Belgium and ANSTRO in Australia. About 75 percent of the world's supply of molybdenum-99 is currently produced using targets containing uranium enriched to greater than 90 percent uranium-235, which is referred to as weapons-grade HEU. And the rest from other sources as it will be discussed. This work is dedicated to discussing different ways of production of molybdenum-99 in research reactor.

References

1. Hasan S., Prelas M.A. Molybdenum-99 production pathways and the sorbents for 99Mo/99mTc generator systems using (n, γ) 99Mo// SN Applied science. 2020. Vol 2. P.1-3 URL: <https://doi.org/10.1007/s42452-020-03524-1> (last accessed: 20/10/2023)
2. Osborne J. NRU 99Mo Production // Atomic Energy of Canada Limited (AECL). 2016. URL: https://mo99.ne.anl.gov/2016/pdfs/presentations/S3P3_Presentation_Osborne.pdf (last accessed: 20/10/2023)

ОПРЕДЕЛЕНИЕ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ ПАРАМЕТРОВ РЕАКТОРА РИТМ-200

Зарецкий А.А.

Томский политехнический университет, г. Томск

Целью данной работы является создание расчетной модели для научных исследований о возможности значительного увеличения длительности кампании ядерного топлива реактора РИТМ-200.

Для создания модели и определения нейтронно-физических параметров реактора использовалась система многогрупповых уравнений диффузии нейтронов для критического реактора в стационарном виде [1].

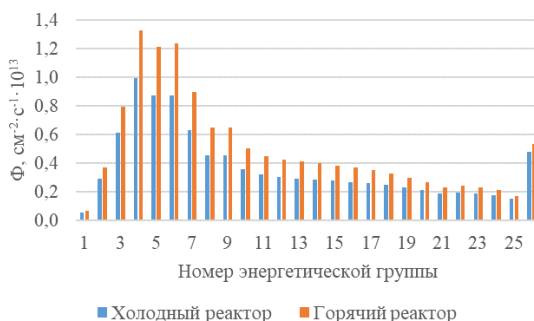


Рис. 1. Спектр плотности потока нейтронов для «холодного» и «горячего» состояний реактора

Решение производится для 26 групп. С увеличением порядкового номера группы энергия нейтронов убывает. В результате расчета определяется спектр плотности потока нейтронов. На рисунке 1 представлен спектр плотности потока нейтронов в абсолютных единицах для «холодного» и «горячего» состояния реактора [2].

Далее определены эффективные коэффициенты размножения нейтронов и запас реактивности для «холодного» и «горячего» состояний реактора. Значения представлены в таблице 1.

Табл. 1. Коэффициенты размножения нейтронов и запас реактивности

<i>Параметр</i>	<i>«Холодный» реактор</i>	<i>«Горячий» реактор</i>
$k_{эф}$	1,49	1,39
$\rho_{зан.}, \%$	32,9	28,2

Для определения состава ядерного топлива использовалась конечно-разностная система дифференциальных уравнений изменения концентраций нуклидов. Решение системы дифференциальных уравнений производилось с шагом равным 50 суток. Для каждого шага определялись значения эффективного коэффициента размножения нейтронов и запаса реактивности, после чего осуществлялся подбор компенсации поглотителя.

Топливная кампания реактора составила приблизительно 1500 эффективных суток. Глубина выгорания на конец топливной кампании составила 85,52 МВт·сут/кг.

Таким образом, в ходе выполнения работы создана расчетная модель для научных исследований о возможности увеличения длительности кампании ядерного топлива реактора РИТМ-200 и определены его основные нейтронно-физические параметры.

Литература

1. Головацкий А.В., Нестеров В.Н., Шаманин И.В. Организация итерационного процесса при численном восстановлении спектра нейтронов в размножающей системе с графитовым замедлителем. - Известия высших учебных заведений. Физика, 2010

2. Абагян Л.П., Базазянц Н.О., Бондаренко И.И., Николаев М.Н. Групповые константы для расчета ядерных реакторов. - М.: Атомиздат, 1964

ОЦЕНКА РАБОТОСПОСОБНОСТИ ГРАФИТА ТОПЛИВНЫХ БЛОКОВ РЕАКТОРА ГТ-МГР

Карван Р.А., Нестеров В.Н.

Томский политехнический университет, г. Томск

В работе рассматривается высокотемпературный газоохлаждаемый реактор ГТ-МГР. Газоохлаждаемые реакторы отличаются высоким КПД, пассивной безопасностью, а высокие температуры позволяют использовать тепло реактора напрямую в промышленности, в частности, для генерации водорода.

Выработанный ресурс графита определяется отношением флюенса, набранного материалом к критическому флюенсу, зависящему от температуры облучения. Для определения температуры облучения для каждого блока в активной зоне проводился тепловой расчёт, с учётом аксиальной и радиальной неравномерностей энерговыделения.

Энергетический спектр нейтронов в активной зоне реактора определялся методом итерационного решения многогрупповой системы уравнений нейтронного баланса. При этом вводились поправки к групповым константам, учитывающие эффект самоэкранировки температурные эффекты. Компенсация избыточного запаса реактивности производилась введением карбида бора, расчётная загрузка выгорающего поглотителя соответствует проектной.

Для определения длительности топливной кампании и спектра нейтронов на разных этапах методом конечных разностей решены дифференциальные уравнения изменения концентраций изотопов в активной зоне. Длительность топливной кампании составила 1050 эфф. сут.

На каждом этапе кампании определён энергетический спектр и флюенс повреждающих нейтронов. По имеющимся данным флюенса и температуры облучения для различных топливных

блоков определён выработанный ресурс за длительность топливной кампании.

В целях оптимизации использования ресурса разработана методика перестановок топливных блоков. Для этого кампания топлива разделена на 2 этапа, после каждого из которых производится перегрузка и добавление свежего топлива. Блоки из наиболее энергонапряжённых зон из нижней части реактора переставляются в наименее энергонапряжённые в верхней части, и наоборот. Расчёт выполнен для графита 2-х марок: ГР-280, наиболее распространённого в отечественной атомной промышленности и ГР-1, разработанного специально для газоохлаждаемых реакторов. Распределение выработанного ресурса в колонне с наибольшей выработкой на конец кампании показано на рисунке 1.

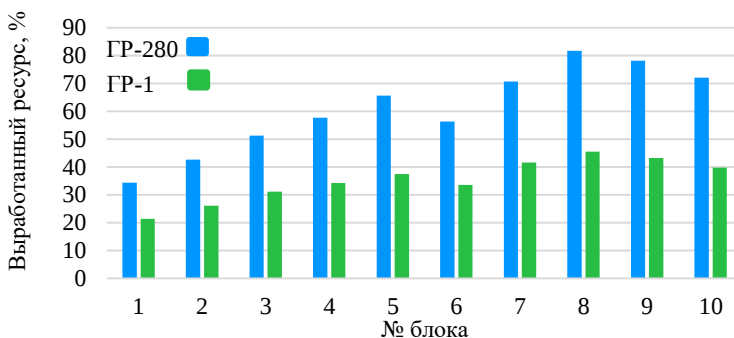


Рис. 1. Распределение выработки ресурса графита по топливной колонне

Максимальная выработка ресурса графита за длительность топливной кампании не превышает 82% и 46% для графита марок ГР-280 и ГР-1 соответственно. Таким образом, ресурс графита обеспечивает проектную длительность кампании и глубину выгорания топлива в высокотемпературном газоохлаждаемом реакторе ГТ-МГР.

Литература

1. Головацкий А. В., Нестеров В. Н., Шаманин И. В. Влияние состава и выгорания ядерного топлива на действующее значение плотности потока повреждающих нейтронов в реакторе ГТ-МГР

// Известия Томского политехнического университета. Инжиниринг георесурсов. – 2010. – Т. 316. – №. 4.

2. Cocheme F. G. Assessment of passive decay heat removal in the General Atomics Modular Helium Reactor: дис. – Texas A&M University, 2005.

РОЛЬ РЕАКТОРА БОР-60 В РАЗВИТИИ ОТЕЧЕСТВЕННОЙ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ. ОТ РУ БОР-60 К МБИР

Гришин К.С.

ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград

Актуальность реакторных установок на быстрых нейтронах для отечественной атомной отрасли, обусловлена стремлением осуществить переход к двухкомпонентной ядерной энергетике, определенный энергетической стратегией РФ на период до 2030-2035 годов. [1] Основополагающий вклад в развитие реакторов на быстрых нейтронах в нашей стране внес Физико-энергетический институт и, в частности, его научный руководитель А.И. Лейпунский. Серия реакторов БР положила начало развития реакторных установок данного типа.

В настоящее время в АО «ГНЦ НИИАР» не только эксплуатируется установка данного типа – исследовательская ядерная установка (ИЯУ) БОР-60, но и продолжается этап сооружения ИЯУ МБИР.

Реакторная установка (РУ) БОР-60 обладает жестким спектром нейтронов в активной зоне и промежуточным в боковом экране, высокой плотностью потока нейтронов, а также большим диапазоном экспериментальных исследований, которые можно проводить на данной исследовательской установке благодаря ее нейтронно-физическим характеристикам, которые позволяют создать требуемые условия эксперимента и способствуют оптимизации временных затрат для достижения необходимых результатов. Реактор БОР-60 является фактически единственным исследовательским реактором на быстрых нейтронах, стабильно эксплуатируемым в данный момент и обладающим большой научной и экспериментальной базой. К

настало́му моменту накоплен обширний опыт експериментів и дослідів по багатьох напрямках, котрі сприяли розвитку різних аспектів атомної галузі.

За час експлуатації БОР-60 проводились науково-дослідницькі роботи по наступним напрямкам:

- Испытания ТВС и твэлов с различными топливными композициями, материалов-поглотителей рабочих органов системы управления и защиты.

- Ресурсные испытания конструкционных материалов, применяемых для создания перспективных реакторов: реакторов на быстрых нейтронах, газоохлаждаемых реакторов, термоядерного синтеза.

- Работы по обоснованию продления ресурса уже построенных и введенных в эксплуатацию быстрых и водяных реакторов.

- Испытания с целью обоснования безопасности реакторов на быстрых нейтронах и прочие работы, касающиеся натриевой технологии. Испытания опытных образцов конструкционных материалов оборудования натриевых контуров, систем диагностики и защиты.

- Исследования, касающиеся вопросов замкнутого ядерного топливного цикла, а также демонстрации возможности выжигания оружейного плутония и минор-актинидов.

Исследовательские программы на реакторе БОР-60 предполагается проводить до пуска и последующего ввода в эксплуатацию экспериментальных установок на реакторе МБИР, после чего должен быть осуществлён перенос методик испытаний с реактора БОР-60 на реактор МБИР с созданием экспериментальных устройств и усовершенствованных методик испытаний материалов, макетов элементов активных зон перспективных реакторов в инструментированных и неинструментированных ампульных устройствах и автономных петлевых каналах.

Главные отличительные особенности, которые позволяют реализовать перенос экспериментов на МБИР это существенно увеличенный полезный объем с учетом петлевых каналов, максимальное значение плотности потока нейтронов выше

примерно в 1,8 раз, большее количество инструментованных ячеек. [2]

Литература

1. Распоряжение Правительства РФ от 09.06.2020 N 1523-р «Об утверждении Энергетической стратегии Российской Федерации на период до 2035 года». – 76 с.

2. Жемков И.Ю., Ижутов А.Л., Новоселов А.Е., Погляд Н.С., Святкин М.Н. Экспериментальные исследования в БОР-60 и анализ возможности их продолжения в МБИР – Атомная энергия, 2014, т. 116, вып. 5, с. 280 – 283.

РАСЧЁТНАЯ ОЦЕНКА НАРАБОТКИ МО-99 ПРИ ИСПОЛЬЗОВАНИИ РАЗЛИЧНЫХ ТОПЛИВНЫХ КОМПОЗИЦИЙ В МИШЕНЯХ ВОДООХЛАЖДАЕМОГО ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА

Кожемяко С.М.¹, Пахолик Д.А.², Кочнов О.Ю.²

¹ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

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

Рассматривается осколочный способ получения Мо-99 в водоохлаждаемом ядерном реакторе. Данный способ наработки радионуклида предусматривает наличие урановой мишени, которая облучается нейтронами в специальных каналах ядерного реактора в течение необходимого времени. После облучения мишень извлекается из канала реактора и перемещается в «горячую» камеру для химического выделения Мо-99. Данный способ получения Мо-99 является наиболее распространённым в мире.

По некоторым прогнозам, Российский рынок радиофармпрепаратов и, соответственно, радиоизотопной продукции к 2030 году вырастит как минимум в два раза. Это в свою очередь ставит перед отечественными производителями определенного рода задачи, которые напрямую связаны с необходимостью в повышении количества выпускаемой радиоизотопной продукции. Применение более выгодных с точки зрения нейтронно-физических характеристик топливных композиций позволит увеличить наработку радионуклида Мо-99

при стандартних умовах облучення мішеней в ядерному реакторі. Чим і обґрунтовується актуальність теми дослідження.

Цілью даної роботи є пошукове дослідження оптимальної з точки зору нейтронно-фізических характеристик паливної композиції мішені для наработки радіонукліда Мо-99 в водоохолоджуваному ядерному реакторі.

В роботі виконана розрахункова оцінка наработки Мо-99 в експериментальному каналі реактора ВВР-ц [1] при застосуванні різних паливних композицій в мішенях. Розрахунки проводилися при допомозі програмного комплексу SERPENT [2]. В якості паливних композицій розглядалися суміші оксиду урана з гідридом цирконію, дейтеридом цирконію, графітом, берилієм і оксидом цинку. Найбільш привабливі результати були отримані для паливних композицій з гідридами цирконію.

Література

1. Чусов І.А., Шелегов А.С., Кочнов О.Ю. Особливості конструкцій дослідницьких реакторів водо-водяного типу. // *Вісник вузів. Ядерна енергетика*. – 2016. – № 3. – С. 116-126.
2. Ю.Е. Каражелевська, В.В. Колесов, А.М. Терехова. Використання програмного комплексу Serpent для проведення нейтронно-фізического розрахунку реакторів. - Обнинськ 2016

РАСЧЁТНАЯ ОЦЕНКА ВОЗМОЖНОСТИ НАРАБОТКИ РАДИОНУКЛИДА ЛЮТЕЦИЯ-177 НА ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОМ РЕАКТОРЕ ВВР-Ц

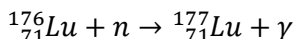
Баранчикова А.Р.¹, Кочнов О.Ю.², Пахолик Д.А.²

¹ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

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

Вопрос поиска и изучения новых лекарств для лечения онкологических заболеваний на протяжении долгого времени волнует ученых всего мира. Среди перспективных β -излучающих радионуклидов для терапии рака заметно

выделяется ^{177}Lu , обладающий выгодным набором ядерно-физических характеристик: удобным периодом полураспада ($T_{1/2}=6,71$ сут), приемлемой максимальной энергией β -частиц ($E_{\text{макс}}=0,497$ МэВ), невысоким выходом сопутствующего γ -излучения [$E_{\gamma}=113$ кэВ (6,4 %) и 208 кэВ (11 %)] [2]. ^{177}Lu образуется путем нейтронной активации ^{176}Lu в реакции (n, γ) реакции.



Этот радионуклид хорошо зарекомендовал себя в лечении рака щитовидной железы, нейроэндокринных опухолей, некоторых опухолей мозга и рака предстательной железы. Так как при распаде он одновременно испускает β – частицы и γ – кванты, Lu-177 может одновременно служить как лекарством в терапии, так и средством диагностики, определяющим расположение злокачественных новообразований и оценку эффективности лечения.

В Обнинске на территории АО «НИФХИ им. Карпова» строится крупнейший завод по производству РФП. Предприятие нацелено на выпуск более двадцати видов лекарств для диагностики и терапии онкологических заболеваний, в том числе лекарств на основе лютеция - 177. В данный момент в России Lu-177 производят на двух исследовательских реакторах. Один расположен в Институте реакторных материалов в городе Заречный Свердловской области, а другой — в НИИ атомных реакторов в городе Димитровграде Ульяновской области. В связи с постоянно растущим спросом на радиоактивный лютеций-177 и в свете строительства завода по производству РФП на территории АО «НИФХИ им. Л.Я. Карпова» возникает необходимость рассмотрения возможности получения радионуклида Lu-177 на базе реактора ВВР-ц, что обуславливает актуальность темы исследования.

В работе выполнена расчётная оценка наработки Lu-177 в экспериментальном канале реактора ВВР-ц путем проведения нейтронно-физических расчетов с помощью программного комплекса SERPENT [1]. Проведённые расчётные исследования показали возможность получения лютеция-177 в

експериментальному каналі реактора шляхом облучення мішені із іттербія-176.

Література

1. Каражелевська Ю.Е., Колесов В.В., Терехова А.М. Учебное пособие. Использование программного комплекса SERPENT для проведения нейтронно-физического расчета реакторов по курсу «Физический расчет ядерных реакторов». – Обнинск: ИАТЭ НИЯУ МИФИ, 2016. – 64 с.
2. Болдырев П. П. и др. Получение радионуклида ^{177}Lu на исследовательском реакторе ИР-8 // Медицинская физика. – 2016. – №. 3. – С. 54-59.

ВЕРИФІКАЦІЯ РАХУНКОВИХ ПІДХОДІВ К ПЛАНИВАННЮ ЕКСПЕРИМЕНТІВ ПО МОДЕЛЮВАННЮ НЕЙТРОННО-ФІЗИЧЕСЬКИХ ХАРАКТЕРИСТИК РЕАКТОРА ВВЕР-С НА СТЕНДІ БФС-1

*Кузенкова Д.С., Лапін А.С., Внуков Р.А., Бландинський В.Ю.,
Каширина В.Е., Котов Я.А., Невиница В.А., Бобров Е.А.,
Колесов В.В. Фомиченко П.А.
НИИ «Курчатовский институт», г. Москва*

Необходимость экспериментального моделирования реактора ВВЕР-С обусловлена лежащим в основе его работы новым физическим принципом: возможностью воздействовать на реактивность реактора путем изменения водо-топливного отношения и, соответственно, спектра реактора. Другой особенностью моделируемого реактора является применение в его загрузке уран-плутониевого топлива с использованием плутония из ОЯТ ВВЕР, которое обуславливает несколько более жесткий, по сравнению с урановым топливом, спектр нейтронов.

Экспериментальное моделирование возможно на критическом стенде БФС-1 в АО «ГНЦ РФ-ФЭИ» (Обнинск). Существует прецедент использования именно этого стенда для моделирования легководных реакторов с МОКС-топливом. В конце 90-х и в начале 2000-х на этом стенде была осуществлена

программа предварительных экспериментов в обоснование постановки в активную зону реактора типа ВВЭР-1000 МОКС-топлива с плутонием оружейного качества [1,2].

Полномасштабное моделирование легководного реактора на нем невозможно, однако существует возможность применить метод центральных вставок [2,3]: в центральной части, собранной на стенде БФС сборки, собирается фрагмент активной зоны или типовой решетки ТВЭЛОВ.

Цель данной работы состоит в моделировании некоторых сборок стенда БФС с центральной вставкой (БФС-93) и без нее (БФС-57 и БФС-59) для верификации расчетных моделей. Основные задачи работы заключаются в: создании расчетных моделей и расчете их критичности, расчете спектральных индексов и аксиального распределения скоростей реакций деления в измерительном канале, расчете аксиального и радиального распределений энерговыделения.

В ходе работы созданы расчетные модели БФС-93, а также сборок БФС-57 и БФС-59 в программных комплексах MCNP и Serpent и выполнен расчетный анализ серии экспериментов. Примеры выполненных расчетов представлены в таблице 1.

Табл. 1. Результаты расчета критичности

	БФС-93-1	БФС-93-2	БФС-57	БФС-59
Расчет MCNP ГНЦ РФ ФЭИ	0,9996 [1]	1,0009 [1]	1,00015 [2]	0,99173 [2]
Расчет MCNP	1,00412	1,00441	-	0,99235
Расчет Serpent	1,00214	1,00168	1,00074	0,99357

В большинстве случаев расчеты демонстрируют хорошее согласие с результатами эксперимента, что с одной стороны, говорит об обоснованности применения используемых программных средств для расчетного планирования эксперимента, с другой – о правильности выбора прототипа. Кроме того, эти эксперименты расширяют верификационный базис и должны быть включены в матрицу верификации программных средств, аттестация которых планируется применительно к расчетам реактора ВВЭР-С и ВВЭР-СКД [3].

1 Кочетков А. Л., Матвеев И. П. и др. Эксперименты в поддержку размещения МОХ-топлива в реакторы ВВЭР //Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. – 2007. – №. 3-1. – С. 99-108.

2 Kochetkov A., Doulin V., Semenov M., Rozhikhin Ye., Pavlova O. BFS-57 and BFS-59 Assemblies: Experimental Program on Critical Assemblies with Heterogeneous Compositions of Enriched- Uranium Dioxide or Plutonium, Depleted Uranium Dioxide and Polyethylene. NEA/NSC/DOC (2006)1

3 Внуков Р.А., Котов Я.А., и др. Оценка возможности получения экспериментальных данных для зон ВВЭР-СКД на стенде БФС. — ВАНТ. Сер. Ядерно-реакторные константы, 2023, вып. 1, с. 117—129.

СОЗДАНИЕ РАСЧЕТНОЙ МОДЕЛИ АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРА ИРТ-Т В ПАКЕТЕ PHITS

Киселев Д.А.

Томский политехнический университет, г. Томск

Целью данной работы являлось создание расчетной модели активной зоны реактора ИРТ-Т, которая позволит оценить мощность дозы при облучении в экспериментальном устройстве, время выдержки облученных образцов и основные продукты ядерных реакций.

Перед облучением различных материалов на реакторе ИРТ-Т необходимо определить время облучения и поглощенную дозу, которую получит материал за это время. Также важно учитывать мощность, на которой работает реактор. Для решения данной задачи была создана расчетная модель активной зоны реактора ИРТ-Т. На рисунке 1 изображено сечение расчетной модели [1].

Источником нейтронов выбран делящийся ^{235}U . Оценка корректности источника проведена путем сравнения плотности потока нейтронов, смоделированного в пакете PHITS и взятого для реактора ИРТ-Т. Смоделированный нейтронный спектр совпадает с нейтронным спектром ИРТ-Т в пределах погрешности.

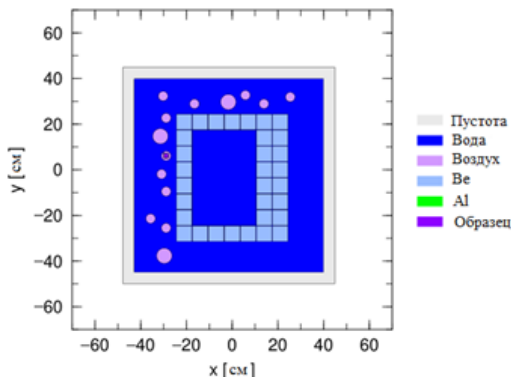


Рис. 1. Сечение расчетной модели реактора ИРТ-Т в программе PHITS

Мощность полученной дозы, в зависимости от мощности реактора и основные продукты ядерных реакций определялись для образцов из полистирола (HIPS), акрилонитрилбутадиенстирола (ABS) и полиэтилентерфталатгликоля (PETG).

Основными продуктами ядерных реакций, определяющих изотопный состав наведенной активности данных материалов, являются: ^3H , ^7Be , ^{10}Be , ^{11}C , ^{14}C .

Также расчетная модель позволяет определять зависимость наведенной радиоактивности образцов от времени после облучения в реакторе на разной мощности.

В результате проделанной работы создана расчетная модель активной зоны реактора ИРТ-Т в пакете PHITS. Данная модель позволила оценить дозовые нагрузки, на вещества в зависимости от мощности реактора, время выдержки образцов после облучения и основные продукты ядерных реакций на примере образцов из HIPS, ABS и PETG.

Литература

1. Tatsuhiko Sato, Yosuke Iwamoto, Shintaro Hashimoto, Tatsuhiko Ogawa, Takuya Furuta, Shin-ichiro Abe, Takeshi Kai, Pi-En Tsai, Hunter N. Ratliff, Norihiro Matsuda, Hiroshi Iwase, Nobuhiro Shigyo, Lembit Sihver and Koji Niita Features of Particle

and Heavy Ion Transport code System (PHITS) version 3.02, J. Nucl. Sci. Technol. 55, 684-690 (2018).

КРОСС-ВЕРИФИКАЦИЯ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК РЕАКТОРА SNAP-10A

*Шапошникова М.В., Внуков Р.А.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Ядерные реакторы на космических аппаратах используются в случаях, когда требуется большое количество энергии, которое нельзя получить другими способами, такими как солнечные батареи или изотопные источники энергии. Один из первых ядерных реакторов, примененных в космосе, был американский SNAP-10A. Он запущен в 1965 году на ракете-носителе "Атлас", SNAP-10A был экспериментальным спутником, работающим на ядерной энергии. Это событие стало историческим моментом, отмечающим первое использование ядерного реактора на орбите Земли. Реактор успешно функционировал в течение 43 дней, до 16 мая 1965 года.

Целью работы является верификация кода модели SNAP-10A с использованием программного комплекса Serpent. Задачей является получение нейтронно-физических характеристик, в частности, эффективного коэффициента размножения нейтронов, доли запаздывающих нейтронов, коэффициента воспроизводства.

Поперечный срез модели представлен на рисунке 1.

В качестве топлива используется диоксид урана с обогащением 3%, 7% и 10%. Между тепло выделяющими сборка течет натрий, который является теплоносителем. 4 тепло выделяющие сборки находятся в монолите из гидрида иттрия. Вокруг него расположены 16 управляющих барабанов, которые являются поглотителем нейтронов. Они размещены в замедлители из оксида бериллия.

В работе исследовалось различное добавление отражателя на торцах, потому что задавалось условие утечки нейтронов. Результаты эффективного коэффициента размножения

нейтронов при разных размерах торцевой зоны отражения сравнивались с исходными данными из [1].

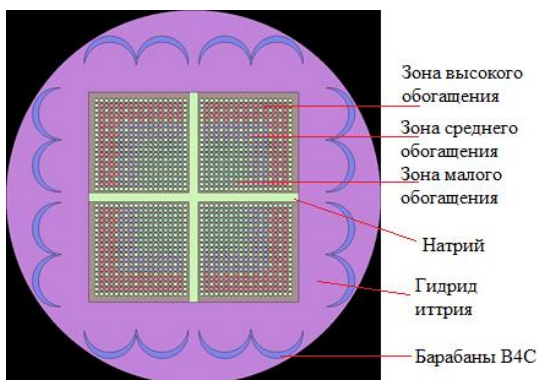


Рис.1. Поперечный срез модели SNAP-10A

Результаты получены с использованием библиотеки JEFF-3.1.1 и нуждаются в дальнейшем уточнении: измерении плотностного коэффициента реактивности и энерговыделения.

Литература

1. Luay M., Rodolfo V., Harold G. «Conceptual core design and neutronics analysis for a space heat pipe reactor using a low enriched uranium fuel» / <https://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S0029549321005550>.

РАДИАЛЬНОЕ ПРОФИЛИРОВАНИЕ АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРА «МАСТЕР» ВЫГОРАЮЩИМ ПОГЛОТИТЕЛЕМ

Саванков В.Г.¹, Кащеев М.В.²

¹ИАТЭ НИЯУ МИФИ, Обнинск

²ООО ЭНИМЦ «Моделирующие системы»

Активная зона реактора «Мастер» тепловой мощностью 30 МВт содержит технологические каналы в виде трубок Фильда с тепловыделяющими сборками. Пространство между технологическими каналами заполнено циркониевым сплавом Э-

110. ТВС представляє собою конструкцію, що складається з пучка твэлов, закріплених на несущій трубі. В пучку 18 твэлов, 6 з яких містять вигораючий поглинач (ВП), рівномірно розподілений в паливі з обогаченням по ^{235}U 19% (3 твэла з ербієм в якості ВП, 3 – з оксидом гадолінію). Матеріал відбивача – сплав Al-Be [1].

Задачами даного дослідження є зниження $k_{\text{эфф}}(t)$ в початку кампанії і вивчення можливості продовження кампанії (в концепції РУ «Мастер» закладено 10 років неперервної роботи) за рахунок оптимізації розташування ТВС з ВП в активній зоні [2]. Крім розташування, змінювалося кількість вигораючого поглиначу в твэлах з ВП. Дослідження виконано з допомогою коду Serpent 2 [3]. Задавався крок по вигоранню 1 рік. Розрахунок проводився до 10 років без урахування органів СУЗ.

На першій ітерації виконано розрахунок без ВП. Отримано залежність інтегральної густоти потоку нейтронів від номера кільця в радіальному напрямку, знайдено середня густота потоку. Було визначено, в які кільця необхідно ввести ВП. Потім варіювалося вміст ядер ВП в паливі.

З рисунка 1 видно, що вдалим варіантом є зелена крива «Кільця 2,4,5,6. Er – 5%, Gd_2O_3 – 6%». Максимальне значення ефективного коефіцієнта розмноження для цієї моделі не перевищує 1,07 (зниження $k_{\text{эфф}}$ на 6% відносно значення в концептуальній моделі). Таким чином, покращиться безпека експлуатації реактора, так як знадобиться менша ефективність стержнів СУЗ для компенсації надлишкової реактивності. За розрахунками, така активна зона працюватиме без перевантаження десять років з половиною.

Інтерес викликає і жовта крива «Кільця 2,4,5,6. Er – 5%, Gd_2O_3 – 5%». Цій моделі відповідає більше максимальне $k_{\text{эфф}} = 1,09$, але вона дозволяє продовжити неперервну роботу реактора до 12,2 років, що є суттєвим результатом в межах даного дослідження.

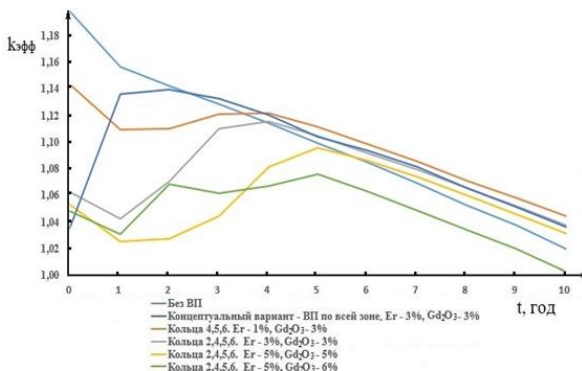


Рис. 1. Зависимость эффективного коэффициента размножения от времени для различных моделей

Литература

1. О.Б. Дугинов и др. Концепция энергоблока малой мощности «МАСТЕР»: Отчет о НИР (заключительный).- Обнинск: Инв. № 3/2014, 2014
2. В.Г. Саванков, А.В. Лавроненко, Р.А. Внуков, Э.А. Гердт, «Методика поиска оптимальной расстановки твэгов в тепловыделяющей сборке ВВЭР-1200»// Сборник тезисов XII Всероссийской научно-практической молодежной конференции, Волгодонск, 2022
3. J. Leppaanen, et al., «The Serpent Monte Carlo Code: Status, Development and Applications»// Ann. Nucl. Energy, - UK, 2015

ИССЛЕДОВАНИЕ ЭФФЕКТИВНОСТИ ВОВЛЕЧЕНИЯ ТОРИЯ В ЯДЕРНУЮ ЭНЕРГЕТИКУ МАЛОЙ МОЩНОСТИ НА ПРИМЕРЕ РЕАКТОРА ТИПА РИТМ-200

Гончарова Н.М.¹, Исанов К.А.², Донец А.С.¹

¹СПбГУАП, г.Санкт-Петербург

²ИАТЭ НИУЯ МИФИ, г.Обнинск

В данной работе рассмотрена возможность и эффективность вовлечения тория в малую ядерную энергетику. Все более актуальнее становится мало модульные ядерные энергетические и силовые установки, к примеру РИТМ-200 и РИТМ-200Н, а

также атомные станции малой мощности (АСММ). Данные реакторные установки имеют длительность работы между перегрузкой топлива 7-10 лет.

Альтернативной к уран-плутониевому топливному циклу является торий-урановый цикл, обладающий рядом преимуществ, один из которых распространенность по сравнению с ураном в 4-5 раз, что расширяет топливную базу на перспективу. Также одним из преимуществ является наиболее благоприятные нейтронно-физические характеристики тория и урана-233, в качестве сырьевого и делящегося материала соответственно [1].

В работе проводилось моделирование РУ типа РИТМ-200, определение необходимой концентрации делящихся материалов на длительность работы до 8 лет без перегрузки топлива, а также использовалось двухкратная модель перегрузок.

Также в работе проводилось моделирование изменения K_{inf} и K_{eff} в течение кампании, определена нуклидная динамика в случае двух топливных циклов. На основе определенного ранее необходимого обогащения до запаса реактивности, требуемого для работы реакторной кампании, проведено сравнение требуемого обогащения в случае уран-плутониевого и торий-уранового цикла.

Дополнительно, в качестве альтернативы было рассмотрено плутониевое топлива на основе регенерата из энергетического плутония ОЯТ ВВЭР [2].

Табл. 1. Сравнение требуемого обогащения в случае ториевого и уранового топлива в РУ типа РИТМ-200

	Топливный цикл	
	Уран-плутониевый	Торий-урановый
Требуемое обогащение по делящимся нуклидам для стандартной длительности реакторной микро-кампании, %	14	8,5

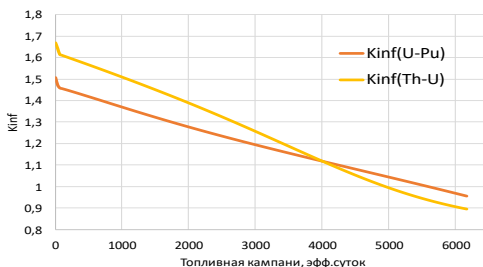


Рис. 1. Изменение K_{inf} в течение кампании от вида топлива

Также в работе были определены основные нейтронно-физические характеристики и проведен сравнительный анализ в случае торий-уранового и уран-плутониевого цикла. Оценена эффективность использования тория в мало модельных реакторах с характерными им длительными кампаниями [3].

Литература

1. В.Е. Маршалкин Преимущества замкнутого торий-уран-плутониевого топливного цикла ядерной энергетики будущего над сегодняшним уран-плутониевым циклом // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов. – 2019. – №4. – С. 19-38.
2. Е.М. Андреев, В.Ю. Баранов и др. Изотопы: свойства, получение, применение. - М.: ИздАТ, 2000/
3. М.Ю. Егоров, К.А. Исанов Тяжеловодный реактор-размножитель со спектральным регулированием // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы. – 2023. – № 1. – С. 105-116.

СОДЕРЖАНИЕ

СЕКЦИЯ I

РАСЧЕТ И КОНСТРУИРОВАНИЕ РЕАКТОРОВ АЭС

Казанский Ю.А. Условия использования уравнения динамики точечного реактора, построенного на упрощенном уравнении кинетики с обратной связью с мощностным коэффициентом реактивности 3

Старченко А.С., Тришечкин Д.В., Ланкис А.А., Голованов Д.А. Профилирование топлива в ТВС реактора ВВЭР-1000 6

Орлов И.П., Черкашин И.В., Кушнир Н.О., Исанов К.А. Оценка границ применимости металлического топлива в реакторах типа БН-1200 8

Мурашов А.А., Делов М.И. Проектирование водо-водяного кипящего реактора с промежуточным спектром нейтронов 10

Воробьев А.В., Терехова А.М., Семкина А.А., Ширкова Д.Е. Моделирование уравнения точечной кинетики в приближении одной группы запаздывающих нейтронов в WOLFRAM MATHEMATICA 12

Игнатъев И.А., Березнев В.П. Валидация расчетного кода odetta-f на экспериментах OKTAVIAN 13

Siro Robert Folkenberg, Zevyakin A. S. VVER-1200 reactor core pin cell steady-state thermal hydraulic analyses and cross-validation 15

Галкин Н.Д., Исанов К.А., Егоров М.Ю., Чекаленко М.Е. Исследование влияния ужесточения спектра ВВЭР со спектральным регулированием на увеличение накопления минорных актинидов 17

Попов М. А., Внуков Р.А. Оценка преимуществ радиального профилирования ТВС ВВЭР-1200 по выгоранию 19

Данилюк Ю.С., Орешенкова Е.К., Терехова А.М. Целесообразность трансмутации изотопов кюрия на тепловых нейтронах 21

Гамагин М.В., Гордеев Д.С., Полевой М.А., Ягов П.В. Анализ чувствительности для запроектных аварий энергоблока с ВВЭР-1200 22

Баранчикова А.О., Исанов К.А., Мантуров Г.Н. Определение влияния константной неопределенности урана-238 на основные нейтронно-физические характеристики реактора типа ВВЭР-1200 24

Фирсов Е.И. Внуков Р. А. Сравнительный анализ НФХ ТВС реактора ВВЭР-1200 при внедрении тория различными способами 26

Стогов В.Ю., Шарагин Н.А. Влияние изменения эффективности тяжелых ядер на критичность во время топливной кампании на АЭС 28

Исанов К.А., Колесов В.В., Кушнир Н.О. Гетерогенное выжигание минорных актинидов в реакторе типа БН-1200 29

Егоров Г.О., Мантуров Г.Н. Исследования расчётов выгорания по программным комплексам WIMS и MCNP 31

Nishad MD Akib Al, Terekhova A.M. Utilizations of americium as fuel in VVER-1200 reactor 33

Яковлева В.В. Задача расчётного сопровождения реактора на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем в АО «ГНЦ РФ-ФЭИ» 35

Исанов К.А., Колесов В.В., Кушнир Н.О. Однокомпонентный замкнутый топливный цикл реактора типа ВВЭР-1200 на энергетическом плутонии из ОЯТa 36

Чекаленко М.Е., Исанов К.А., Егоров М. Ю., Галкин Н.Д. Сравнение накопления минорных актинидов и плутония в уран-плутониевом и торий-урановом открытых и замкнутых циклах 38

Галкин Н.Д., Исанов К.А., Егоров М. Ю., Чекаленко М.Е. Исследование влияния ужесточения спектра ВВЭР со спектральным регулированием на увеличение накопления минорных актинидов 40

Воронцова А.А., Внуков Р.А. Исследование возможности продления топливной кампании в тепловых реакторах за счёт использования циркониевых вытеснителей 42

Кругликов А.Е., Щуровская М.В., Волков Ю.Н. Обзор бенчмарков, тестовых задач и опубликованных экспериментальных данных, посвященных нейтронно-физическим исследованиям высокотемпературных реакторов 44

Бриткина В.С., Тихомиров Г.В., Богданова Е.В. Моделирование переноса нейтронного излучения в радиационной защите с помощью неаналогового моделирования Монте-карло по программе MCSU 45

Кушнир Н.О., Исанов К.А., Колесов В.В. Исследование вовлечения уранового регенерата из запасов ОЯТ в замкнутый однокомпонентный топливный цикл реактора типа ВВЭР-1200 48

Донец А.С., Исанов К.А., Гончарова Н.М. Исследование нейтронно-физических характеристик ремикс топлива на основе регенерата из энергетического плутония в реакторе типа ВВЭР-1200 49

СЕКЦИЯ II
ПРОЕКТИРОВАНИЕ И ЭКСПЛУАТАЦИЯ АЭС

Погорелов М.Д., Бокова Т.А., Волков Н.С., Зырянова Т.К., Маров А.Р., Сумин Р.В. Исследование характеристик гидростатического подшипника двойного взаимнообратного щелевого дросселирования для технологии тжмт при низких температурах сплава 250 °С 52

Зыонг Куанг Хыонг, Авдеенков А.В. CFD-моделирование влияния монооксида углерода на производительность рекомбинатора водорода 54

Иванов Д.В., Зевякин А.С., Шпилько М.А. Моделирование условий нормальной эксплуатации с точки зрения прочности оборудования АЭС 56

Марухин Е.М. Исследование динамики генерации атомной энергии в мире и России 58

Киселев Д.А. Оценка эффективности совместной работы пассивных систем безопасности реакторной установки ВВЭР-1200 в случае запроектной аварии с разрывом трубопровода первого контура 60

Янкович Н.А. Анализ влияния неконденсирующихся газов на эффективность работы парогенератора ВВЭР при различных сценариях аварийного процесса 62

Звягинцев А.С. Отсутствие методики разработки перечней проектных и запроектных аварий для строящихся станций с реакторами ВВЭР 64

Симонов И.А., Андреев В.В. Перспективы развития высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов 66

Воробьев И.В., Мацин Н.В., Соборнов А.Е., Рязанов Р.Р., Котин А.В. Исследование методов разрушения вихревой структуры потока в отводящем участке магнитогидродинамического фильтра при помощи численного моделирования 68

Ahsan T.R. Analysis of the possibility of using enriched boric acid in VVER reactor installations 71

Лиморенко А.А. Оценка длительности поступления воздуха из защитной оболочки в реакторную установку ввэр при моделировании аварии с разрывом первого контура на экспериментальном стенде 73

Добони К.А., Самохин Д.С. Проверка корректности сценария запроектной аварии с расплавом активной зоны, моделируемой на аналитическом тренажере ЛАЭС-2 (ВВЭР-1200) 75

Андреев В.В., Богомолов Д.Е., Григорьев С.С., Зотова М.В., Кресов Д.Г., Оленская Е.В. Применение многокритериальных методов оценки моделей динамики ЯРУ 77

Степанов А.А., Фокин С.Н., Шлапак Н.П. Моделирование гидродинамики реактора парогенератора реакторной установки ВВЭР-1000 при нарушении нормальных условий эксплуатации в программе «SimInTech» 79

Фокин С.Н., Степанов А.А., Шлапак Н.П. Моделирование гидродинамики парогенерирующей установки реактора ВВЭР-1000 при нарушении условий нормальной эксплуатации в системе ANSYS 80

Щербаков А.А., Сурин В.И., Иваний М.Б. Перспективы применения электрического неразрушающего контроля для производства и эксплуатации оборудования реакторных установок четвертого поколения 82

Давыдов Е.С., Попова Т.С., Холодова А.А. Использование новых типов ядерных реакторов с целью строительства АЭС в «проблемных» регионах 84

Ракова Д.И., Андреев В.В., Мамбве М.М. Использование методов обобщённого анализа для прогнозирования гидравлического сопротивления 86

Захаров М.Ю., Тихомиров Г.В., Чубаров М.А. Влияние турбулентного числа прандтля на радиальный и высотный профиль температуры в твэле быстрого реактора 88

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

Гуркин Д.В., Белоусов В.И., Иоаннисиан М.В. Реализация алгоритма светлячков и исследование возможности его применения для задач поиска оптимальных характеристик ЯЭУ 91

Белоусов П.А., Шешукова В.В., Фомина Т.Н. Методы моделирования акустических шумов оборудования контуров циркуляции реакторных установок ВВЭР 93

Смирнов А.А., Чемров Д.А. 3D-печать основных узлов узкоманипулятора для автоматизированного контроля корпусов оборудования реакторной установки АЭС с реакторами ВВЭР-1200 95

Цыхлер Л.В., Петерс Н.А., Лапкис А.А. Тарировка электропривода запорной арматуры АЭС по месту её эксплуатации 97

Коханова У.А., Сысоева М.И. Исследование явления электромагнитной индукции и разработка модели лектродвигателя для наглядной демонстрации 99

Старшов В.Б., Шлапак Н.П. Применение фильтра калмана для обработки показаний детекторов прямого заряда 100

Фомина Т.Н., Шешукова В.В., Белоусов П.А., Гордиенко А.С. Контроль и измерение параметров воздушного потока на АЭС 101

Дворецкий С.В., Распопов Д.А., Белоусов П.А. Разработка автоматизированной системы диагностики электрооборудования промышленных предприятий 103

Абидова Е.А., Ковалев Н.С. Диагностика насосного оборудования АЭС 105

СЕКЦИЯ IV ЭКОЛОГИЯ И БЕЗОПАСНОСТЬ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

Маркова М.В., Нгома М., Мельникова Т.В., Удалова А.А. Определение радиационно-химического выхода хлороводорода при облучении пестицидного препарата «ГЕКСАХЛОРАН ДУСТ» ускоренными электронами 108

Михайлов А.В., Лукашенко С.Н., Эдомская М.А. Распределение трития по вегетативным органам дикорастущих растений, произрастающих на территории с подземным источником трития 110

Nkausu A. K., Melnikova T.V., Udalova A.A. Assessment of chemical elements and radionuclides behavior in waterbodies near Karpov institute (Obninsk) 112

Шупик А.А., Эдомская М.А., Лукашенко С.Н., Анисимов В.С., Анисимова Л.Н., Сызыныс Б.И. Распределение плутония в системе «почва — лизиметрический почвенный раствор — растение» 114

Сидоренко С.А., Лукашенко С.Н., Эдомская М.А., Михайлов А.В., Удалова А.А. Оценка доз персонала, работающего в помещении с содержанием трития в воздухе рабочей зоны 116

Непогодина Я.В., Удалова А.А., Мельникова Т.В., Веселова З.С. Содержание радионуклидов в воде и донных отложениях в зоне влияния НИФХИ им. Л. Я. КАРПОВА В 2019-2022 гг. 118

Мусаходжаев У.О., Сызыныс Б.И. Сравнение риска заболеваемости и коэффициента опасности при употреблении воды из родника «ТРУД» ЗА 2021 – 2023 гг. 120

Kalenga Ch., Udalova A.A. Gamma-emitting radionuclides and physical-chemical properties in soils near the Karpov Research Institute of Physical Chemistry in 2022 122

Мохаммед А.Ф., Абдельразек А.А., Салех М.М., Соколова Е.А. Решение проблемы дефицита пресной воды в египте с помощью атомного опреснения 124

Гордеев А.С., Насибуллин Р.А., Чебышов С.Б., Черкашин И.И. Анализ технических решений по оптимизации перспективных систем радиационного контроля 126

Алимова М.Е., Козина Д.Д., Афонина С.О., Комарова Л.Н. Анализ цитогенетических показателей в корневой меристеме ячменя после облучения протонами 128

Шаврина К.Е., Эдомская М.А., Лукашенко С.Н., Шупик А.А., Братухин Н.О. Влияние влажности почвы на переход плутония в системе «ПОЧВА-РАСТЕНИЕ» 129

Гречкин Е.И., Попова Т.С. Экологическая безопасность аэс (на примере филиала АО «КОНЦЕРН РОСЭНЕРГОАТОМ» «РОАЭС») 131

Атамановская Г.А., Афонина С.О., Комарова Л.Н., Козина Д.Д. Влияние гамма-облучения на морфологические и генетические показатели ячменя обыкновенного 133

Черкасова Е.Е., Лаврентьева Г.В., Мирзеабасов О.А., Сынзыныс Б.И. Применение программной среды R при расчёте ЛД и создание моделей смертности для наземного моллюска FRUTICICOLA FRUTICUM 135

Братухин Н.О., Эдомская М.А., Лукашенко С.Н., Шупик А.А., Шаврина К.Е., Полякова Л.П. Распределение цезия-137 по фракциям почв калужской области 137

Симонова Д.Д., Сынзыныс Б.И. Тритий в водопроводной воде города нововоронежа: определение дозы внутреннего облучения и оценка риска для здоровья жителей города 139

Моренко В.А., Сынзыныс Б.И. Оценка вклада трития в радиационную обстановку курской области при вводе в эксплуатацию Курской АЭС-2 140

Chilambo T., Panov A.V. Estimation of the population exposure dose before the start of operation of the Rooppur NPP (People's Republic of Bangladesh) 142

СЕКЦИЯ V ВЫЧИСЛИТЕЛЬНЫЕ И ИНФОРМАЦИОННЫЕ ТЕХНОЛОГИИ В АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКЕ

Муравьев А.Д., Бикбаев А.Р., Делов М.И. Фурье- и вейвлет-анализ флуктуаций теплогидравлических параметров при переходе от конвекции к развитому пузырьковому кипению 145

Андреев В.В., Самойлов А.М., Сатаев А.А., Тарасова Н.П. Применение программного пакета «Логос» для обучения студентов на кафедре «Ядерные реакторы и энергетические установки» 147

Веретельник Н.К., Бабичев И.А. Роботизированная рука на платформе ARDUINO 149

Анциферов М.М., Шлапак Н.П. Обоснование применимости нейронной сети для управления движением шагающего робота 150

Мелега С.А., Берестов Р.М. Система управления органической наземной ходовой 153

Воронцова А.А., Мелега Н.А. Берестов Р.М. 155 Применение нейроинтерфейсов для восстановления зрения 155

Гуляев Д.Ю. Модель переноса и рассеяния радиоактивных выбросов в атмосфере под влиянием морской бризовой циркуляции 156

СЕКЦИЯ VI

РАДИОНУКЛИДНАЯ И ЛУЧЕВАЯ МЕДИЦИНА

Давыдов Е.С., Попова Т.С., Холодова А.А. Таргетная радионуклидная терапия как современное направление ядерной медицины 159

Атамановская Г.А., Афонина С.О., Комарова Л.Н. Влияние плотноионизирующего излучения на концентрацию свободного пролина и экспрессию гена, кодирующего ПРОЛИЛ-ТРНК синтетазу у ячменя 161

Конарев С.А, Малютин В.М., Черепнев М.С., Большаков А.М., Неволин Н.Р., Каренгин А.Г., Кузнецов М.С., Ворошилов Ф.А., Безденежных И.В. Применение сорбционных способностей

нанорозмерних оксидних композицій на основі Al_2O_3 в ядерній медицині для нароботки радіофармпрепарата RA^{223} 162

Салимон М.А., Мальченко О.М., Мельников І.А., Сухомлін Д.А., Черкасска Е.В., Шутков Г.А. Гідрогелеві фантоми органів – засіб для удосконалення інструментів і методів лучової терапії 164

Чемерис Е.В. Застосування радіонукліда Lu-177 в медицині 166

Чудновець Т.А., Балдов Д.А., Выпова Е.Р., Купцова П.С., Лапенко А.К., Комарова Л.Н. Вивчення властивостей фумарату 3-оксипіридину на нормальні клітини людини в умовах гіпоксії 168

СЕКЦІЯ VII ПЕРСПЕКТИВИ УПРАВЛІННЯ ПІДПРИЄМСТВАМИ АТОМНОЇ ЕНЕРГЕТИКИ

Седова У.А., Тимоніна А.Е., Пачкорія А.К. Розробка реалізації двохкомпонентної атомної енергетики з замкнутим ядерним паливним циклом 170

Семёнова А.С., Аброськіна Ю.Н. Сучасний стан атомної промисловості РФ 172

Горькавий А.В. Проблеми управління розвитком ядерних технологій в арктичеській зоні 173

Осіпов В.А., Гусева К.А. Сучасні технології підбору персоналу в атомній енергетиці 175

Гончар Д.Д. Атомна енергетика: від військових досліджень до рішення глобальних проблем 177

Жукова А.П., Карамішева Е.П., Осіпов В.А. Місце і значення міжнародного науково-освітнього центру ядерних і

смежных технологий в стратегии социально-экономического развития города обнинска как наукограда Российской федерации на 2025-2040 годы 179

СЕКЦИЯ VIII ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЕ ЯДЕРНЫЕ РЕАКТОРЫ

Дорофеев А.А., Пахолик Д.А., Кочнов О.Ю. Разработка мишени из низкообогащённого урана для производства радионуклида Мо-99 в ядерном реакторе 183

Niyotwagira Clarisse, Terekhova A.M. Methods for producing the radionuclide Molybdenum-99 184

Зарецкий А.А. Определение нейтронно-физических параметров реактора РИТМ-200 185

Карван Р.А., Нестеров В.Н. Оценка работоспособности графита топливных блоков реактора ГТ-МГР 187

Гришин К.С. Роль реактора БОР-60 в развитии отечественной ядерной энергетики. От РУ БОР-60 к МБИР 189

Кожемяко С.М., Пахолик Д.А., Кочнов О.Ю. Расчётная оценка наработки Мо-99 при использовании различных топливных композиций в мишенях водоохлаждаемого ядерного реактора 191

Баранчикова А.Р., Кочнов О.Ю., Пахолик Д.А. Расчётная оценка возможности наработки радионуклида Лютеция-177 на исследовательском реакторе ВВР-Ц 192

Кузенкова Д.С., Лапин А.С., Внуков Р.А., Бландинский В.Ю., Каширина В.Е., Котов Я.А., Невиница В.А., Бобров Е.А., Колесов В.В. Фомиченко П.А. Верификация расчетных подходов к планированию экспериментов по моделированию нейтронно-физических характеристик реактора ввэр-с на стенде БФС-1 194

Киселев Д.А. Создание расчетной модели активной зоны реактора ИРТ-Т в пакете RHITS 196

Шапошникова М.В., Внуков Р.А. Кросс-верификация нейтронно-физических характеристик реактора SNAP-10A 198

Саванков В.Г., Кащеев М.В. Радиальное профилирование активной зоны реактора «МАСТЕР» выгорающим поглотителем 199

Гончарова Н.М., Исанов К.А., Донец А.С. Исследование эффективности вовлечения тория в ядерную энергетику малой мощности на примере реактора типа РИТМ-200 201

Ответственный редактор А.М. Терехова
Подготовка оригинала-макета А.М. Тереховой

Подписано к печати

Формат 60х84 1/16

Печ.л. 13,5. Тираж 100 экз.

Полиграфическая компания ООО "Оптима-Пресс"
249038, Калужская обл., Обнинск, ул. Гурьянова, 21