НАЦИОНАЛЬНАЯ АКАДЕМИЯ НАУК БЕЛАРУСИ

ГОСУДАРСТВЕННОЕ НАУЧНОЕ УЧРЕЖДЕНИЕ «ОБЪЕДИНЕННЫЙ ИНСТИТУТ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ И ЯДЕРНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ – СОСНЫ»

МЕЖДУНАРОДНЫЙ СОЮЗ ВЕТЕРАНОВ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ И ПРОМЫШЛЕННОСТИ

VII Международная конференция «Атомная энергетика, ядерные и радиационные технологии XXI века»

доклады

Минск 23 – 26 октября 2018 г.

# УДК 621.039

VII Международная конференция «Атомная энергетика, ядерные и радиационные технологии XXI века»: доклады, Минск, 23–26 октября 2018 г. / Государственное научное учреждение «Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны» Национальной академии наук Беларуси. – Минск, 2018. – 233 с.

Доклады посвящены вопросам проектирования и эксплуатации АЭС, моделирования процессов в атомной энергетике, обращения с радиоактивными отходами, ядерной и радиационной безопасности ядерных установок, ядерно-физических технологий, деятельности коммуникативных сообществ, лицензирования в области использования атомной энергии.

Доклады представлены в авторском изложении с корректорскими правками.

Редакционная коллегия: докт. физ.-мат. наук В.И. Кувшинов, докт. техн. наук А.Г. Трифонов, канд. техн. наук Т.Н. Корбут, ученый секретарь А.В. Радкевич

> ©Государственное научное учреждение «Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны» Национальной академии наук Беларуси, 2018

### В. А. БЕГЛАРЯН

# НЕДОПУСТИМОСТЬ УСТАНОВКИ СВЕЖЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА ПРОИЗВОДСТВА WESTINGHOUSE В РЕАКТОРЫ ТИПА ВВЭР РОССИЙСКОГО / СОВЕТСКОГО ПРОИЗВОДСТВА БЕЗ ГЛУБОКОЙ МОДЕРНИЗАЦИИ ТВС-W (ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩЕЙ СБОРКИ WESTINGHOUSE)

## Международный Союз ветеранов атомной энергетики и промышленности (MCOO MCBAЭП), Москва, Россия e-mail: bva-atom@yandex.ru

Международный рынок ядерного топлива. Международный рынок ядерного топлива – это сообщество производителей, трейдеров (посредников) и потребителей ядерного топлива (ЯТ), которое является одним из секторов мирового рынка, с годовым оборотом более 40 млрд долл. США.

Этот рынок ядерного топлива (МРЯТ) имеет два измерения: региональное и по типам реакторов. Самыми большими региональными сегментами рынка ЯТ являются:

Северная Америка (США, Канада, Мексика), более 130 реакторов;

Западная Европа (Бельгия, Финляндия, Франция, Германия, Нидерланды, Испания, Швеция, Швейцария, Великобритания), более 130 реакторов;

Азиатский регион (Индия, Китай, Япония, Пакистан, Южная Корея, Тайвань), более 120 реакторов, число которых к 2030 г. может удвоиться, принимая во внимание амбициозные планы по развитию атомной энергетики на этом рынке.

В целом в группу глобальных поставщиков ЯТ входят компании:

АREVA (Франция – Германия), 31 %;

Toshiba-Westinghouse Electric Company (Япония – США), 26 %;

Japan Nuclear Fuel Limited (Япония), 17 %;

ТК «ТВЭЛ» (Россия), 17%;

Остальные 9 % – разные трейдеры.

Обеспечение топливом АЭС с реакторами ВВЭР в странах бывшего СССР и Восточной Европы осуществляется российским ТК «ТВЭЛ».

В целом на европейском рынке наблюдается сильная конкуренция изготовителей ЯТ. Есть также известные факты, что на сегодняшний день Россия обладает более 40 % мировых мощностей по обогащению урана, поставляя топливные таблетки в США и Западную Европу. В настоящее время происходит диверсификация поставок на рынке ядерного топлива, прежде всего в отношении топлива для ВВЭР.

**Небольшой экскурс в развитии этого вопроса.** Новые рынки, партнерства ТК «ТВЭЛ» и последовательные его шаги с учетом диверсификации. В 2011 г. подписан контракт между ТК «ТВЭЛ» и Vatternfall Nuclear Fuei AB (VNF, Швеция) на опытно-промышленную эксплуатацию ТВС-КВАДРАТ.

В 2014 г. началась опытно-промышленная эксплуатация ТВС-КВАДРАТ на одном из энергоблоков АЭС «Ранхальс» (Швеция) с реактором PWR.

В 2016 г. подписан контракт с компанией VNF на коммерческие поставки ТВС-КВАДРАТ на АЭС «Ранхальс» после 2020 г.

В мае 2016 г. ТК «ТВЭЛ» и компания Global Nuclear Fuel-Americas(GNF-A) подписали соглашение о формировании стратегического альянса, целью которого является организация совместной деятельности по лицензированию, маркетингу и фабрикации топлива для операторов реакторов PWR в США.

В июле 2016 г. подписан 1-й контракт с одним из операторов АЭС США на опытно-промышленную эксплуатацию ТВС-КВАДРАТ. В целом мы предполагаем диверсификацию и с другой стороны.

Westinghouse, после развала СССР, ведет свою попытку расширить рынок для своих ТВС-W вместо российского производства на атомных станциях, сооруженных советской/российской стороной в восточно-европейских странах.

Как, например, по согласованию с Чешской стороной в начале нулевых годов Westinghouse установил частично в реактор АЭС Темелин ВВЭР-1000 свои ТВС-W при том, что срок службы в реакторе российских ТВС – 5 лет, а ТВС-W – 4 года.

На АЭС Темелин американские сборки часто деформировались, был зафиксирован 51 случай из 61 ТВС-W. В результате в 2006 г. принято решение с Чешкой стороны отказаться от ТВС-W и к 2010 г. полностью вернуться к российским ТВС.

Далее Украина подписала о поставке ТВС-W в 2010 г. 210 шт. и установила на Южно-Украинской АЭС в реактор 2-го блока 42 шт. и 3-го блока 84 шт. В 2012 г. на Южно-Украинской АЭС обнаружены нарушения в работе ТВС-W и в аварийном порядке были выгружены все ТВС-W. Бывали и случаи разгерметизации ТВС-W. Как пример, в мае 2016 г. на 3-м блоке Южно-Украинской АЭС. Повреждения главным образом – это деформация дистанционирующих решеток, а именно: деформация и повреждение нескольких ободов дистанционирующих решеток, неудачная конструкция хвостовиков и другие конструктивные недоработки производителя. Westinghouse объявил, что эти повреждения были нанесены украинскими атомщиками в момент транспортировки и загрузки в реактор. Указал на низкую квалификацию украинских специалистов, хотя они стажировались на предприятиях Westinghouse, а до этого более 30 лет работали с советскими, российскими TBC. Позже конструктивную недоработку признали комиссия и сами представители Westinghouse.

В итоге, все установленные TBC-W в разных реакторах советского/российского производства в Восточной Европе и на Украине выполнены без согласования с Главным конструктором реактора и Научным руководителем от Российской Стороны. Кроме того, на Украине нет долгосрочных централизованных хранилищ ОЯТ, а Westinghouse отработавшее, в том числе и поврежденное топливо, обратно не принимает.

Конструктивные особенности российского TBC и TBC-Westinghouse. Сложность диверсификации и взаимозаменяемость TBC заключается в том, что конструкция западных реакторов, а соответственно и топливных сборок не совпадает с российскими. Активная зона BBЭP российского проекта напоминает большой правильный шестигранник, и установочные гнезда в нижней опорной плите, в которую вставляются нижние хвостовики TBC, также образующие сотовую структуру. Расположение отверстий для подачи воды в днище внутри корпусной шахты также воспроизводит сотовую структуру активной зоны. В отличие от российской, TBC-W в реакторах американского, европейского и японского дизайна расположены в квадратной упаковке, то есть сборки имеют форму квадрата, как и все элементы внутри реактора (вся конструкция от нижней опорной плиты до верхней крышки). Образно говоря, TBC-W не может быть установлен в российский реактор и наоборот без основательной модернизации и комплексе испытаний.

А Westinghouse всего лишь на базе изучения двух ТВС российского производства, переданных им Украинской стороной, без согласования с соответствующими инстанциями и глубокой модернизации переоформил свои ТВС-W в виде шестигранных пакетов и установил в российские реакторы. Но у шестигранной системы в отличие от квадрата совершенно другие механические характеристики: а именно, он иначе работает на растяжение, кручение, изгиб, тепловые расширения и т.д., не говоря уже о том, что физические характеристики состава топлива (урановых таблеток) также различны.

Поэтому, чтобы изготовить TBC-W с требуемыми характеристиками, необходимо иметь полный комплект российской техдокументации на TBC и технологию на изготовление, а также технологию изготовления материалов циркониевых трубок для оболочек твэлов.



На сегодняшний день, по данным Westinghouse в 2016 г. была поставка 5 загрузок на Южно-Украинскую и Запорожскую АЭС. С 2017 по 2020 годы Westinghouse предполагает поставку по 6 загрузок ежегодно. При этом они обосновывают свои действия тем, что были якобы многочисленные экспериментальные проверки по Южно-Украинской АЭС, итоги которых показали, что топливо Westinghouse работает безопасно и эффективно; соответствует спецификации реакторов Энергоатома Украины. Это не соответствует действительности.

Атомный реактор проектируется как единая цельная система, отвечающая жестким требованиям безопасности всех элементов, включая внутрикорпусные устройства TBC и все процессы. Ответственность за работу и ядерную безопасность несут эксплуатирующая организации (АЭС), завод-изготовитель, проектирующая и конструкторская организации, научный руководитель. Поэтому любые изменения конструкции или замена элементов в этой системе необходимо согласовывать со всеми вышестоящими организациями, что не соблюдалось со стороны Westinghouse. Ядерная безопасность для любой страны имеет первостепенное значение и никакие другие установки не могут превалировать над ней.

## К.В. ГУСАК, И.В. ЖУК, А.А. САФРОНОВА, М.К. КИЕВЕЦ

# ОПРЕДЕЛЕНИЕ ПАРАМЕТРОВ ДЕЙТРОННЫХ ПУЧКОВ С ПОМОЩЬЮ МЕТОДА ТТДЯ

Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны НАН Беларуси Минск, Беларусь e-mail: lab13@sosny.bas-net.by

Введение. История изучения и использования твердотельных трековых детекторов ядер (ТТДя) в науке началась в 1958 г., когда Д. Юнг впервые обнаружил повреждения, позже названные треками, в кристалле LiF, который располагался вблизи урановой фольги, облученной нейтронами, а после подвергался воздействию химически агрессивной среды [1]. Годом позже Э. Силк и Р. Барнс, используя просвечивающий электронный микроскоп, обнаружили и исследовали треки тяжелых заряженных частиц в слюде [2]. Всесторонние исследования данного метода проведены Р. Флейшером и др. [3–5]. Эта группа ученых применила метод ТТДя для слюды и других материалов, таких, как минералы, пластмассы, стекла.

Имея время памяти от  $10^2$  ч до  $\infty$ , энергетическое разрешение в 1% и пространственное в 10 %, диэлектрические трековые детекторы нашли широкое применение в ядерной физике, космофизике, поиске новых типов частиц и сверхтяжелых ядер, различных прикладных исследованиях.

Важное свойство ТТДя – пропорциональность линейного размера трека атомному номеру Z замедлившейся в детекторе частицы. На образование треков не влияют ни давление (по меньшей мере, до 10<sup>10</sup> Па), ни очень большие дозы излучения, создаваемого частицами с плотностью ионизации меньше пороговой.

Простота и компактность детекторов позволяют организовать большой объем снимаемой информации, представляемой в виде интегральных данных, что обеспечивает надежность полученных результатов и необходимую статистику.

Применение ТТДя в основных исследованиях, связанных с ядерной физикой, больше относилось к изучению деления ядер. Начиная с наблюдения треков деления в слюде, трековые детекторы использовались для получения данных по времени жизни и периодам полураспада спонтанных делений составных ядер, сечений делений и высоты порога деления. За этим этапом работ последовало изучение деления, используя в качестве налетающих частиц тяжелые ионы и другие заряженные частицы.

Анализ достоинств метода ТТДя и его преимуществ по сравнению с другими ядерно-физическими методами при исследовании нейтронных полей детально изложен в работах

[6, 7].

Экспериментальный метод. Метод ТТДя позволяет определять вторичные тяжелые ионы в диапазоне массовых чисел от 40 до 140 единиц. Легкие ионы с зарядом меньше 10 единиц не могут быть зарегистрированы трековым детектором из-за малой линейной передачи энергии [1].

Радиатор, содержащий слой делящегося нуклида, является источником осколков деления, если его облучить потоком частиц ионизирующего излучения, в частности нейтронами. Выходящие из радиатора осколки деления, проходя через материал трекового детектора, находящегося в плотном контакте с радиатором, вызывают в нем нарушения структуры материала диэлектрика вдоль траектории своего движения. Размеры этих латентных треков очень малы (примерно несколько нанометров), поэтому для увеличения их размеров до микрометровых значений трековые детекторы подвергают

химической обработке (травлению) в щелочном или кислотном растворе. Скорость растворения неповрежденного осколками деления материала диэлектрика меньше, чем поврежденного. Поэтому после процедуры травления размеры латентных треков увеличиваются, и число увеличенных таким образом треков может быть подсчитано разнообразными методами. Наибольшую точность (погрешность ~ 1 %) съема информации с ТТДя можно получить визуальным способом.

Малые геометрические размеры сенсоров на основе ТТДя позволяют проводить одновременные измерения скоростей деления различных нуклидов практически в одной точке.

В основе метода ТТДя, используемого в экспериментах, лежит соотношение между плотностью треков, образующейся на поверхности трекового детектора, экспонируемого в тесном контакте с радиатором (мишенью из исследуемого тяжелого металла), являющимся источником осколков деления, и плотностью потока релятивистских ионов пучка, в котором проводится экспозиция радиатора и трекового детектора.

Наиболее общая формула, связывающая плотность треков и скорость реакции, приведена в работе [8]. Соотношение между плотностью треков  $N_q^i$ , образующихся на поверхности ТТДя, находящегося в контакте с q-м радиатором, который содержит i-й нуклид, и дифференциальной энергетической плотностью потока нейтронов  $\varphi^i(E)$  определяется следующим образом:

$$N_{q}^{i} = A^{i} \mu^{i} \varepsilon_{q} d_{q} \rho_{q} t_{\exp} \int_{0}^{\infty} \sigma_{f}^{i}(E) \varphi^{i}(E) dE, \qquad (1)$$

где  $A^{i}$  – число заряженных частиц, возникающих в реакции деления i-го нуклида;  $\mu^{i}$  – доля заряженных частиц, достигающих детектора в реакции деления i-го нуклида;  $\mathcal{E}_{q}$  – эффективность регистрации заряженной частицы трековым детектором;  $d_{q}$  – толщина слоя i-го нуклида в радиаторе, см;  $\rho_{q}$  – плотность ядер i-го нуклида в радиаторе, ядер/см<sup>3</sup>;  $t_{\exp}$  – время экспозиции радиатора с трековым детектором в нейтронном поле, с;  $\sigma_{f}^{i(E)}$  – дифференциальное микроскопическое сечение деления i-го нуклида нейтронами, см<sup>2</sup>.

Для реакции деления доля осколков, достигающих детектора, определяется, согласно работе [9], следующим образом:

$$\mu^{i} = \begin{cases} \frac{1}{2} \left( 1 - \frac{d_{q}}{2\overline{R_{o}}} \right) & \text{для} \quad d_{q} < \overline{R_{o}} \\ \frac{1}{4} & \text{для} \quad d_{q} = \overline{R_{o}} \\ \frac{1}{4} \frac{R_{o}}{d_{q}} & \text{для} \quad d_{q} > \overline{R_{o}} \end{cases}$$

$$(2)$$

где  $R_0$  – средний пробег осколков деления в веществе радиатора.

Для систем, управляемых ускорителями, интенсивность процесса образования вторичных нейтронов пропорциональна интенсивности первичного пучка частиц, бомбардирующих мишень. Поэтому интегрирование по времени плотности потока нейтронов, в поле которых проводится экспозиция сенсоров, можно заменить интегрированием по количеству бомбардирующих мишень первичных частиц, т.е. в импульсных системах, которыми являются системы, управляемые ускорителями, экспериментальные величины удобнее получать нормированными не по времени, а на количество первичных частиц, инициирующих все процессы в этих системах. Нормированными на количество первичных частиц обычно являются и результаты расчетного моделирования таких систем, что также приводит к необходимости нормировать экспериментальные величины аналогичным образом. Заменив в формуле (1) время экспозиции  $t_{exp}$  на количество первичных частиц, бомбардирующих мишень, P, получим ее в следующем виде:

$$N_{q}^{i} = A^{i} \mu^{i} \varepsilon_{q} d_{q} \rho_{q} P_{0}^{\circ} \sigma_{f}^{i}(E) \varphi^{P}(E) dE$$
(3)

Размерность величины  $\varphi^{(E)}$  – дифференциальной энергетической плотности потока нейтронов в исследуемом поле – будет определяться как нейтр./(см<sup>2</sup>·част.·МэВ).

Под сенсором нейтронного поля понимается пара, состоящая из радиатора со слоем, содержащим один или несколько делящихся нуклидов, и ТТДя, который находится в плотном контакте с этим радиатором (рис. 1).



Рис. 1. Схематическое изображение сенсора

Введем коэффициент чувствительности сенсора и определим его следующим образом:

$$k_{q}^{\text{sens}} = A^{i} \mu^{i} \varepsilon_{q} d_{q} \rho_{q}, \qquad (4)$$

Как следует из формулы (4), коэффициент чувствительности сенсора является уникальной характеристикой только конкретной пары «радиатор – ТТДя» и не зависит от поля нейтронов, в котором проводится экспозиция такой пары. Поэтому коэффициент чувствительности сенсора можно получить путем его калибровки в стандартных полях нейтронов (тепловом или быстром) в зависимости от типа делящегося вещества, применяемого в радиаторе. Размерность коэффициента чувствительности: трек · см<sup>-2</sup> трек·см<sup>-2</sup>·нейтр.<sup>-1</sup>. Может быть использовано (леление<sup>-1</sup> или альтернативное представление k в единицах трек барн<sup>-1</sup> нейтр.<sup>-1</sup>, если использовать размерность сечения реакции – барн. Данное определение коэффициента чувствительности означает, что отношение N/k представляет собой количество событий деления в веществе радиатора, приходящееся на один атом делящегося материала. Коэффициент чувствительности можно также нормировать на количество первичных частиц, если события деления вызваны вторичными частицами (как, например, в случае экспериментов на системах, управляемых ускорителями [10, 11]).

В ходе многочисленных исследований нами были выбраны для проведения экспериментов следующие трековые детекторы:

лавсан (полиэтилентерефталат (-CO-C<sub>6</sub>H<sub>5</sub>-CO-O-CH<sub>2</sub>-CH<sub>2</sub>-O)<sub>n</sub>), являющийся аналогом лексана (Lexan) и обладающий высокими регистрационными свойствами осколков деления, а также характеризующийся низким собственным фоном,

искусственная слюда (фторфлогопит (KMg<sub>3</sub>(Si<sub>3</sub>AlO<sub>10</sub>)F<sub>2</sub>), особенностью которой как трекового детектора является ее нечувствительность к ядрам отдачи [12].

Все используемые в экспериментах радиаторы являлись «толстыми» (2) источниками осколков деления, т.е. для них выполнялось условие  $d_q >> \overline{R_o}$ . Толстые радиаторы характеризуются постоянным выходом осколков деления, поэтому при измерении распределений скоростей деления и спектральных индексов с использованием радиаторов такого типа не требуется индивидуальная калибровка каждого радиатора.

Однако сенсоры с толстыми радиаторами имеют и ряд недостатков:

поскольку радиатор «толстый», то детекторами регистрируется лишь один осколок деления, следовательно, невозможно однозначно идентифицировать (по двум коррелированным осколкам) оставлен трек осколком деления либо ионом от процесса сильно асимметричного деления или фрагментации ядра;

поскольку регистрируется один некоррелированный осколок деления (в передней или задней полусфере), то для корректного расчета скорости реакции необходимо учитывать кинематику процесса деления.

Первый из указанных эффектов существен при энергиях налетающей частицы более 500–600 МэВ (условный порог фрагментации тяжелых ядер 2–3 МэВ/нуклон [13]. При этом вероятность образования легких фрагментов и осколков промежуточной массы, выходящих из радиатора в материал трекового детектора и имеющих ионизационную способность, достаточную для того, чтобы образовать латентный трек, повышается. Величина поправки, учитывающей процесс образования «фоновых» треков, не ассоциированных с осколками деления, рассчитывалась с помощью модели внутриядерных взаимодействий реализованной в программе FLUKA [14], согласно процедуре, описанной в [12], и составила от 6 до 10 % в зависимости от типа ядер и энергии налетающей частицы.

Учет влияния кинематики процессов деления ядер на счетность треков (плотность треков на поверхности ТТДя) необходим во всем диапазоне энергий налетающих частиц. Основным процессом, требующим необходимого учета, является перенос импульса делящемуся ядру и для корректного расчета скорости реакции необходимо регистрировать осколки в 4 $\pi$ -геометрии (в передней и задней полусферах – в данной работе принято обозначение ВАСК и FACE) [12]. Поправка на эффект анизотропии вылета осколков деления была рассчитана в коде FLUKA и составила 0,5–2 %.

Эксперименты в ЛФВЭ ОИЯИ. В Лаборатории физики высоких энергий Объединенного института ядерных исследований (ЛФВЭ ОИЯИ, г. Дубна, РФ) проводятся расчетно-экспериментальные исследования нейтронно-физических ускорителями характеристик подкритических систем. управляемых [15–17]. Эксперименты нацелены на изучение генерации и размножения нейтронов в тяжелых мишенях (Pb, U и др.) на пучках частиц ускорителей с энергиями от 1,0 до 8,0 ГэВ; получение данных об энерговыделении, количестве делений, наработке плутония, спектрах нейтронов и их пространственном распределении в урановой мишени; уточнение скоростей трансмутации высокотоксичных долгоживущих радиоактивных отходов ядерной энергетики в нейтронных полях с усиленным жестким компонентом. Эксперименты в ЛФВЭ ОИЯИ выполняются в рамках международной научной коллаборации «Энергия плюс Трансмутация РАО» в составе 15 стран.

Определение параметров пучков. Из-за того, что пучок частиц обычно не попадает точно в центр мишени и мишень повернута относительно оси пучка для исключения пролета пучка «вхолостую», расстояние от оси до экспериментальных образцов отличается для каждого облучения.

Для получения сравнимых между собой значений исследуемых величин необходимо пересчитывать координаты экспериментальных образцов относительно оси пучка.

Это можно сделать с учетом данных о положении пучка на мишени.

Кроме того, при моделировании экспериментов методом Монте-Карло необходимо точно знать параметры аппроксимационной функции, описывающей пространственное распределение первичных частиц.

Мониторирование пучка проводится также с помощью пропорциональных ионизационных камер и активационным методом по реакции <sup>27</sup>Al(p,3pn)<sup>24</sup>Na. Однако эти методы направлены в первую очередь на определение потока частиц.

Для определения параметров пучка используются трековые детекторы с радиаторами из естественного свинца.

Сенсоры размещаются на первой пластине перед свинцовой мишенью или непосредственно на входе в сборку (рис. 2).



Рис. 2. Размещение сенсоров

В первых экспериментах по определению параметров пучка измерительные точки располагались в двух направлениях по азимутам 0–180° (горизонтально) и 90–270° (вертикально) на расстоянии 0, 1, 2, 3, 4, 5, 6, 8.5, 11, 13,5 см от оси сборки (всего 38 точек). Схема расположения сенсоров на рис. 3.



Рис. 3. Размещение сенсоров в первых экспериментах по определению параметров пучка

Было показано, что плотность треков осколков деления свинца, характеризующая пространственное распределение первичного пучка, хорошо аппроксимируется трехмерным распределением Гаусса. Исходя из этого предположения, ширина пика на полувысоте (FWHM) для гауссова распределения выражается через параметр  $\sigma$  как FWHM=2· $\sigma$ · $\sqrt{(2\cdot\ln 2)}$ .

После облучения сенсоры разбираются, и ТТДя протравливаются (рис. 4) и обсчитываются.

Наглядное представление о положении пучка частиц относительно облучаемой сборки дает 2*D*-проекция функции Гаусса, описывающей пучок частиц на сечение сборки (рис. 5).

Полуоси малого и большого эллипсов соответствуют параметрам  $1\sigma$  и  $2\sigma$  соответствующего распределения. Интеграл по площади малого и большого эллипсов даст соответственно 68 и 95 % полного числа частиц.

Параметры пучка (координаты центра пучка и ширина на половине высоты) определяются с точностью до 1 мм.



Рис. 4. Облученные ТТДя после травления



Рис.5. Положение пучка частиц относительно облучаемой сборки

Заключение. Определение параметров пучков частиц в экспериментах по исследованию нейтронно-физических характеристик подкритических систем, управляемых ускорителями, имеет большое значение. Пересчет координат экспериментальных образцов относительно оси пучка позволяет получить сравнимые между собой значения исследуемых величин в разных облучениях.

#### Список использованных источников

1. Young, D.A. Etching of Radiation Damage in Lithium Fluoride / D.A. Young Nature. – 1958. – V. 182. – P. 375–377.

2. Silk, E.C.M. Examination of fission fragment tracks with an electron microscope/ E.C.M. Silk, R. S. Barnes // Philos. Mag. – 1959. – Vol. 7. – P. 970–972.

3. Price, P. B., Walker R.M. Chemical Etching of Charged Particle Tracks // P.B. Price, R.M. Walker // J.Appl. Phys. – 1962. – V.33. – P. 3407–3412.

4. Price, P. B. Tracks of Charged Particles in High Polymers // P.B. Price, R.M. Walker // Scince. – 1963. – V.140. – P. 1221–1222.

5. Дюррани, С. Твердотельные ядерные детекторы / С. Дюррани, Р. Балл. – М: Энергоатомиздат, 1990. – 263 с.

6. Малыхин, А.П. Экспериментальное исследование интегральных параметров критических систем с различным спектром нейтронов методом твердых трековых детекторов: дис. ...канд. техн. наук: 05.14.03 / А.П. Малыхин. – Минск, 1979. – 283 с.

7. Жук, И.В. Пространственно-энергетическое распределение нейтронов и функционалы, в критических системах, моделирующих состав активных зон газоохлаждаемых реакторов с матричным топливом: дис. ...канд. техн. наук: 05.14.03 / И.В. Жук. – Минск, 1989. –203 с.

8. Измерение отношения эффективных сечений деления методом твердых трековых детекторов / А.П. Малыхин [и др.] // Весці АН БССР. Сер. фіз.-энер. навук. – 1972. – № 2. – С. 5–10.

9. Измерение трековыми детекторами распределений плотности деления на критических сборках / А.П. Малыхин [и др.] // Весці АН БССР. Сер. фіз.-энер. навук. – 1970. – № 2. – С. 16–23.

10. Monte Carlo analysis of accelerator-driven systems: Studies on spallation neutron yield and energy gain/ S.R.Hashemi-Nezhad [et al.] // Kerntechnik. – 2001. – Vol. 66. – P.47–53.

11. Monte Carlo Calculations on Transmutation of Transuranic Nuclear waste isotopes using Spallation neutrons; Difference of Lead and Graphite Moderators / S.R. Hahsemi-Neshad [et al.]. – Dubna, 2001. – (JINR Report E1-2001-44).

12. Потапенко, А.С. Нейтронно-физические характеристики подкритической сборки с бланкетом из естественного урана, управляемой ускорителем: дис. ...канд. техн. наук: 05.14.03 / А.С. Потапенко. – Минск, 2011. – 145 с.

13. Statistical multifragmentation of nuclei / J.P. Bondorf [et al.] // Phys. Rep. – 1995. – V. 257. – P. 133–221.

14. The FLUKA code: Description and benchmarking / G. Battistoni [et al.] // Proc. of the Hadronic Shower Simulation Workshop, Fermilab September 6–8, 2006. – P. 31–49.

15. The problems of development of worldwide nuclear power and the relativistic nuclear technologies (RNT) (in Russian) [Electronic resource] / V.V. Chilap [et al.]. – Mode of access: http://www.cftp-aem.ru/Data/RADS02.pdf. – Date of access: 10.07.2014.

16. Исследование глубокоподкритичных электроядерных систем и возможности их применения для производства энергии и трансмутации РАО / И. Адам [и др.]. – Дубна, 2010. – 8 с. – (Препринт / Объед. ин-т ядерн. исслед.; ОИЯИ Е1-2010-61).

17. Ядерные релятивистские технологии (ЯРТ) для производства энергии и утилизации отработанного ядерного топлива. Результаты первых экспериментов по физическому обоснованию ЯРТ / А.А. Балдин [и др.]. – Дубна, 2011. – 8 с. – (Препринт / Объед. ин-т ядерн. исслед.; ОИЯИ Е1-2011-24). УДК-621-9

12

### В.А.САВЕЛЬЕВ, Ю.П.САРАЕВ

## ЗАДАЧИ ПОДГОТОВКИ И ПЕРЕПОДГОТОВКИ ПЕРСОНАЛА АЭС В УСЛОВИЯХ ИННОВАЦИОННОГО РАЗВИТИЯ ЭЛЕКТРОЭНЕРГЕТИКИ РОССИИ

## Международный союз ветеранов атомной энергетики и промышленности Москва, Россия e-mail:savelev-iv@yandex.ru

Введение. Одним из важнейших факторов, обеспечивающих безопасную, надежную и эффективную работу АЭС являются высокая квалификация и уровень профессиональной подготовки персонала. Анализ причин технологических нарушений и функциональных отказов в энергосистемах показывает, что по вине персонала происходит до 50 % всех аварий и технологических нарушений. Общее распределение нарушений и недовыработки электроэнергии на АЭС с реакторами ВВЭР по цехам показано в табл. [1,2].

писянци. Гиспределение пирушении и педовыриостки электроэнергии ни 1190						
№ п/п	Вид оборудования	Нарушения, %	Недовыработка электроэнергии, %			
1	Теплотехническое	35,6	23,5			
2	Реакторное	14,1	34,9			
3	Электротехническое	25,6	27,2			
4	СУЗ	23,6	9,8			
5	КИПиА	1,1	4,6			
	Итого:	100	100			

Таблица. Распределение нарушений и недовыработки электроэнергии на АЭС

По зарубежным данным частота выхода из строя собственных нужд на АЭС с отключением блока составляет 0,15 1/год, а при сохранении блока 0,03 I/год.

АЭС обладают специфической особенностью – созданием при выгорании ядерного топлива радиоактивных веществ, представляющих потенциальную опасность для людей и окружающей среды. Данное обстоятельство предопределяет особое значение ее эксплуатационной надежности на всех этапах жизненного цикла. Сооружение и эксплуатация АЭС базируются на результатах и большом объеме научных исследований, опыте эксплуатации, огромном объеме технических и организационных мероприятий, направленных на снижение риска от эксплуатации АЭС до приемлемого для общества уровня. Знание и задачи путей обеспечения безопасности и формирования осознанного и целенаправленного принятия решений проектировщиками и эксплуатационным персонала АЭС являются необходимым условием ее существования и развития. Из этого следует, что подготовка и переподготовка персонала на АЭС являются принципиально важным компонентом обеспечения ее надежной эксплуатации [3].

Сегодня обучение специалистов-атомщиков ведется по особой программе. Сначала базовая подготовка в университете. Затем эксплуатационный персонал атомной проходит подготовку и повышение квалификации на базе учебно-тренировочного центра на самой станции в течение всей работы на АЭС. Отдельные категории персонала регулярно

повышают квалификацию, переподготовку или стажировку в институтах повышения квалификации. Особое место в этом процессе занимает передача опыта и традиций ветеранов, которая особенно важна на начальном этапе обучения.

Анализ данных о периодичности повышения квалификации ведущих специалистов и специалистов среднего звена в электроэнергетике России показывает, что за последние 5-7 лет снизилось количество персонала, направляемого на переподготовку в специализированные и лицензионные институты повышения квалификации и в их филиалы. Однако для углубленного изучения и практического освоения новейших достижений науки, цифровых технологий, современных методов управления и оценки технического состояния оборудования повышение квалификации должно происходить не реже одного раза в 3-5лет. Сегодня, средняя периодичность повышения квалификации специалистов в электроэнергетике России составляет 8,4 года и более, а степень охвата от 11 %. Для сравнения, например, в США степень охвата 17-20 % для всех специалистов [4]. В Концерне «Росэнергоатом» система подготовки и переподготовки охватывает весь персонал. Периодичность поддержания и повышения квалификации составляет: для оперативного персонала степень охвата 100 % с периодичностью 1 раз в год. Для остального персонала 1 раз в 5 лет. Переподготовка в институтах повышения квалификации по отдельным категориям идет по мере необходимости со степенью охвата согласно годовым планам повышения квалификации до 20 %.

Говоря об инновационном развитии электроэнергетической отрасли, следует отметить, что электроэнергетика (ЭЭ) нужна не сама по себе. Она нужна как локомотив и средство промышленного развития страны. Сегодня действующая структура управления в ЭЭ России снижает ее технологическую целостность и эффективное развитие. Так, если в 1991 г. в отрасли трудилось 720 тыс. человек и выработка на одного работника составляла 1,5 млн кВт.ч, то в 2005 г. расход топлива за это время увеличился на 12 %. Штатный коэффициент вырос более чем на четверть, причем за счет управленческого персонала. При этом количество персонала технологического профиля уменьшилось, что привело к снижению качества эксплуатации. Доля отечественного оборудования в новых проектах составляет лишь 35 %. В этих условиях, очевидно, что повышение качества и надежности электроснабжения потребителей возможно лишь при условии инновационного развития отрасли на основе достижений фундаментальной науки, создания и внедрения новых эффективных, более надежных и долговечных материалов, оборудования и технологий, комплексного диагностирования, аудита и мониторинга оборудования и систем управления. Наряду с принципами и традиционными средствами обеспечения надежности, в условиях развития информационных технологий и инновационной повышения надежности в электроэнергетике экономики базой должна стать интеллектуализация технологического оборудования, систем электроэнергетики и управления ими. Здесь следует заметить, что в ближайшие годы активному внедрению интеллектуализации и инновационных технологий в России будет мешать кадровый дефицит специалистов ИТ-технологий и программистов. По данным Минкомсвязи, ежегодно вузы выпускают порядка 25 тыс. ИТ-специалистов. На их подготовку нужно несколько лет. На российском рынке сегодня работает около 400 тыс. программистов. В США их выпускают на порядок больше – 4 млн, Индии – 3 млн, Китае – 2 млн [5].

Основные положения инновационного развития электроэнергетики заключаются [3,6]:

1. В переоценке традиционных энергетических технологий производства, преобразования, транспорта, распределения и потребления электроэнергии, используя прогрессивные информационные технологии, глубокую автоматизацию и роботизацию процессов управления.

2. В комплексном диагностировании оборудования и программной обработке результатов для оценки текущего состояния оборудования, для раннего обнаружения дефектов и прогнозирования остаточного ресурса.

3. В постепенном превращении управляемых объектов и окружающей их среды в «цифровую реальность», регулируемую интеллектуальными ресурсами, в том числе и искусственным интеллектом.

Новая технологическая платформа в сочетании с современными цифровыми информационно-аналитическими системами и коммуникациями позволят:

существенно изменить технико-экономические характеристики оборудования, обеспечить высокую эффективность его эксплуатации и предупреждение аварийных ситуаций;

быстрее восстановить нормальный режим после аварийных отключений оборудования.

Для «интеллектуальной» ЭЭ факторами, снижающими риск возникновения и развития аварий, являются:

повышение информационного обеспечения оперативного управления, которое даст реальную картину состояния системы и позволит реализовать адекватные управляющие воздействия;

эффективная система коммуникаций и координация действий оперативного управления в процессе возникновения, развития и ликвидации аварий;

новые технические средства и программы оперативного управления, позволяющие прогнозировать и определять причины аварий и получать информацию о состоянии генерирующего оборудования и сети;

снижение ошибочных действий оперативного персонала за счет автоматизированного управления в режиме реального времени.

Инновационный подход предполагает тесное взаимодействие планирующих и эксплуатирующих субъектов отрасли и энергетической науки, планирование научных исследований в зависимости от потребностей отрасли, активное внедрение и использование научных результатов, а также целенаправленную подготовку специалистов, способных обеспечить внедрение и применение научных достижений на практике. Для этого необходимо:

переоснащать отрасли новым оборудованием;

повышать уровень подготовки и квалификации кадров;

создавать условия для эффективного и поощряемого внедрения в практику результатов научно-технической деятельности;

внедрять новые формы организации и финансирования.

создавать условия для развития фундаментальных и прикладных энергетических научных исследований;

сконцентрироваться на приоритетных инновационных направлениях развития энергетической науки и кадровых ресурсов;

сформировать государственное задание на разработку нового оборудования и новых технологий;

обосновать объемы и сроки реализации и контроля над исполнением;

создать базу новейших достижений в области генерации, преобразований, транспорта, распределения и потребления принципиально новых методов управления, профилактики, диагностики, ремонта, средств мониторинга и коммуникаций.

Сегодня на АЭС уже внедряется новое оборудование и новые технологии. Они имеют принципиальные отличия по своим характеристикам, нормам эксплуатации, обслуживания и ремонта. Их незнание может приводить к технологическим нарушениям и

функциональным отказам. Поэтому эксплуатация АЭС в условиях инновационной среды требует соответствующей адаптации и управленческого персонала, а подготовка, повышение квалификации и переподготовка оперативного и ремонтного персонала должна осуществляться на основе современных знаний физической и технической природы процессов, производственно-экономических отношений между субъектами энергорынка, оценки профессиональной пригодности и психофизической тренированности.

Из сказанного следует, что с внедрением инновационных технологий на АЭС необходима корректировка квалификационной подготовки персонала.

Повышение квалификации персонала, обеспечивающего инновационное развитие отрасли и АЭС, должно строиться на комплексном и интегрированном взаимодействии с вузами по всем направлениям. В рамках государственной поддержки на базе Московской школы управления Сколково планируется специализированная образовательная программа для руководителей проектов по разработке инновационных программ компаний с государственным участием. Минэкономразвития России организует дополнительное обучение и стажировки для высшего руководящего состава компаний, а также научных и образовательных организаций, участвующих в формировании технологических платформ. Это необходимо, так как концепция инновационных инновационного преобразования связана с пересмотром ряда базовых принципов модернизации отрасли, в основу которой положена комплексная и всесторонне согласованная система взглядов на роль и место энергетики в современном и будущем обществе, на совокупное видение целей ее развития и подходов к их достижению, а также на необходимый технологический базис для ее реализации. В этих условиях на курсах повышения квалификации и переподготовки кадров АЭС ведущие специалисты и ученые различных научных школ должны преподавать методы и способы принятия решений в критических и непредвиденных обстоятельствах: «что», «как» и «почему» возникают аварии и технологические нарушения на АЭС и в энергосистемах, какой вклад в ущерб и недоотпуск электроэнергии у потребителей вносит то или иное оборудование или системы, роль человеческого фактора в создании аварийных ситуаций с анализом ошибочных действий персонала, изучением алгоритмов принятия решений и мероприятий по предотвращению возникновения ошибок в работе персонала и др. В условиях финансовых ограничений и подходе к оборудованию с выстраиванием его приоритета по сработанному ресурсу, а также при концепции инновационного развития электроэнергетики России на курсах повышения квалификации и переподготовки особое внимание должно уделяться цифровым технологиям, определению индекса технического состояния основного оборудования, техническому диагностированию, использованию его результатов планировании обслуживания и ремонта, автоматизированным при информационно – аналитическим, экспертным и информационно- измерительным системам, а также системам мониторинга, позволяющим проводить точечное и адресно состановительное обслуживание и ремонт, дающие значительный экономический эффект.



Рис. 1. Структура корпоративной информационно-аналитической системы

Среди инновационных направлений и перспективных разработок, выполненных для АЭС, можно отметить следующие:

Информационно-аналитическая система (ИАС).

ИАС построена на базе многомерной аналитической модели в исследуемых предметных областях и на совокупности таблиц фактов и видов показателей с разными правилами получения значений и изменении уровней обобщения. Система учитывает многоаспектность решаемых задач и уровней иерархии объектов [6]. Ее структура показана на рис. 1, а результаты оценки технического состояния маслонаполненного трансформаторного оборудования – на рис. 2.

	2000	2001	2002
1. Система учета и анализа причин повреждаемости, объективность и достаточность			
разрабатываемых мероприятий по повышению надежности трансформаторов	0,98	0,95	1
2. Организация контроля за состоянием трансформаторов	0,92	0,95	0,96
3. Использование передовых методов контроля состояния трансформаторов	0,5	0,35	0,38
4. Состояние системы охлаждения трансформаторов, организация контроля и анализа			
температурного режима.	0,98	0,94	0,93
5. Состояние маслонаполненных вводов	0,88	0,89	0,88
6. Состояние обмоток и внутренней изоляции трансформаторов	0,91	0,92	0,97
7. Состояние масла и средств его защиты от увлажнения и окисления	0,96	0,96	0,98
8. Состояние организации проведения ремонтных работ	0,88	0,94	0,95
9. Состояние устройств релейной защиты, автоматики и средств измерения	0,96	0,98	0,99
10. Состояние системы пожаротушения трансформаторов	0,94	0,96	0,99
<ol> <li>Принятие мер, исключающих негативное воздействие персонала на состояние трансформаторов</li> </ol>	0,88	0,88	0,92
12. Состояние устройств РПН трансформаторов	0,88	1	1



Рис.2. Оценка технического состояния и условий эксплуатации маслонаполненного трансформаторного оборудования

Практика проектирования, наладки, монтажа и сервисного обслуживания АО ГК «Системы Технологии» показывает. внедрение автоматизированных И что информационно-измерительных систем учета электрической энергии (АИИС) позволяет 30%электроэнергии благодаря энергосбережению. Такие системы экономить ЛО позволяют при минимальной стоимости владения достигать максимального эффекта благодаря доступности необходимых данных. На АЭС этот эффект в наибольшей степени касается потребления электроэнергии на собственные нужды. Сегодня система АИИС на базе отечественного программного комплекса Пирамида 2.0 этой фирмы позволяет охватывать миллионы точек учета и тысячи пользователей, обладая «всеядностью» относительно приборного парка и реализовывать дополнительный инновационный набор функции, например, регистрация переходных режимов, мгновенных значений токов, напряжений и др., что упрощает построение электрической части АСУТП атомной электростанции.

Ужесточение национальных и международных требований по исключению аварий на ядерных объектах повышает актуальность обеспечения их ядерной безопасности. В связи с этим встает задача выбора и реализации оптимальной стратегии управления техническим состоянием и ресурсными характеристиками систем и элементов АЭС. Составляющая затрат на техническое обслуживание и ремонт (ТО и Р) на АЭС в себестоимости производства электроэнергии составляет порядка10–15%. За период плановой эксплуатации расходы на ТО и Р некоторого оборудования в 3–4 раза превышают его стоимость. При реализации стратегии ТО и Р с учетом технического состояния и риска можно ожидать [7]:

повышения производительности работ по ТОиР на 40-35 %;

сокращения длительности ремонта на 25-50 %;

сокращения страховых запасов материальных технических ресурсов на 50-90 %.;

увеличения срока службы оборудования;

более оперативное выполнение неплановых ремонтов;

увеличения коэффициента готовности;

уменьшение числа отказов и неплановых простоев;

повышения отдачи от основных фондов;

перехода к комплексному управлению стоимостью владения основными. Фондами на стадии «Эксплуатация» жизненного цикла станции.

Варианты реализации обслуживания оборудования с учетом технического состояния представлены на рис.3.



Рис.3.Варианты реализации обслуживания с учетом технического состояния оборудования

Для реализации стратегии ТО и Р с учетом технического состояния разработаны системы мониторинга маслонаполненного оборудования и электрических машин. Система мониторинга и определения сработанного ресурса проходила опытную эксплуатацию на электродвигателе ГЦН атомной станции с реактором РБМК-1000 мощностью 8000 кВт сработанного ресурса в реальном времени электродвигателя ВАЗ мощностью 8000 кВт ГЦН атомной станции с реактором.

Расчеты, приведенные специалистами США и Швейцарии, показывают, что ранняя диагностика, например, трансформаторов и автотрансформаторов снижает расходы на ремонт на 75 %, потери от недоотпуска электроэнергии на 63 %, а ежегодная экономия составляет 2 % от стоимости нового трансформатора. После нормативного срока службы значительная часть оборудования отвечает требованиям надежной работы. Поэтому продление сроков службы такого оборудования становится актуальной задачей в сегодняшней ситуации с оборудованием и внедрением инновационных технологий как в электроэнергетике в целом, так и на АЭС.

Выводы. Для более качественного кадрового обеспечения и надежной эксплуатации АЭС необходимо:

готовить специалистов, которые не только разбираются в технологических процессах на АЭС, но и обладают знаниями в области современных информационных и коммуникационных технологий;

усилить роль кадровых служб в формировании планов опережающего кадрового обеспечения в соответствии с инновационными технологиями эксплуатации, планов сооружения и реконструкции АЭС;

развивать более гибкую и более оперативную систему взаимодействия кадровых служб с ведущими научными школами, НИИ и проектными организациями;

на базе отдельно существующих институтов повышения квалификации и университетов создавать комплексную (интегрированную) систему подготовки и переподготовки кадров в соответствии с новыми информационными технологиями и специализацией обучающих коллективов;

в практике повышения квалификации шире использовать интернет-технологии, новые методы образования и обучения;

наладить тесное взаимодействие АЭС, вузов и институтов повышения квалификации в разработке новых учебных программ и в создании новых дисциплин;

определить реальную потребность в специалистах разного профиля;

привлекать к решению поставленных выше задач общественные организации, и в первую очередь «Международный Союз ветеранов атомной энергетики и промышленности» (МСОО МСВАЭП).

### Список использованных источников

1. Асмолов, В.Г.Основы обеспечения безопасности АЭС: учебное пособие для студентов вузов / В.Г.Асмолов, В.Н.Блинков, О.Г. Черников. – М.: Изд-во МЭИ, 2014.– 152 с.

2. Савельев, В.А. Проблемы и пути повышения надежности электротехнического оборудования / В.А. Савельев // Методические вопросы исследования надежности больших систем энергетики: лекции и материалы школы-семинара / Министерство науки, высшей школы и технической политики Российской Федерации, Ивановский энергетический институт им. В.И.Ленина. – Иваново, 1992. – Вып. 39: Научные и практические проблемы надежности систем энергетики. – С. 140–173.

3. Савельев, В.А. Перспективы инновационного развития энергетики России / В.А. Савельев, А.В. Макаров // Коммерциализация научно-технических идей в энергетике. Всероссийская школа-семинар студентов, аспирантов и молодых ученых, МЦ «Решма», 4–6 декабря 2013 г.: сборник материалов / Министерство образования и науки Российской

Федерации, ФГБОУВО «Ивановский государственный энергетический университет им. В.И. Ленина», Российский национальный комитет СИГРЭ (Молодежная секция); [редкол.: В.В. Тютиков и др.].– Иваново, 2014. – С. 4–9.

4. Лапшин В.М. Проблемы и задачи подготовки и переподготовки специалистов в области электроэнергетики / В.М. Лапшин, А.Н. Назарычев, Ш. Богнар // Методы и средства оценки состояния энергетического оборудования. Вып.24–ПИПК. – СПб.,2004. – С. 3–7.

5. Есипова Е. Как сделать инновации востребованными // Энергорынок в энергетике. – 2017. – № 6. – С. 44–46.

6. Савельев, В.А. Современные подходы к управлению техническим обслуживанием и ремонтом оборудования тепловых и атомных станций / В.А. Савельев // Надежность систем энергетики: проблемы, модели и методы их решения / под ред. Н.И. Воропай. – Новосибирск: Наука, 2014. – С. 87–128.

7. Гуринович, В.Д. Методологические аспекты перехода на техническое обслуживание и ремонт с учетом технического состояния оборудования / В.Д. Гуринович, В.А. Савельев,

Ю.А. Янченко // Методические вопросы исследования надежности больших систем энергетики: сборник науч. статей. – Минск: БНТУ, 2015. – Вып. 66. – С. 448–454.

# Б. ДУЙСЕБАЕВ, К. БАЙТАСОВ

# КОНЦЕПЦИЯ МАЛОМОЩНОГО КВАЗИПРИРОДНОГО ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА ПО АНАЛОГИИ С ПРИРОДНЫМ РЕАКТОРОМ ОКЛО

#### Республика Казахстан

В АО «НАК Казатомпром» несколько лет назад появилась идея квазиприродного ядерного реактора типа Окло в качестве одного из перспективных направлений деятельности компании и весьма экономичной альтернативы традиционным ядерным технологиям. Проект был включен в совместный план работ с бельгийским ядерным центром SCK/CEN, 25 октября 2010 г. во время церемонии подписания ряда двусторонних документов в присутствии Президента Республики Казахстан Нурсултана Назарбаева и Премьер-Министра Королевства Бельгия Ива Летерма был подписан Меморандум о взаимопонимании между АО «НАК «Казатомпром», Национальным ядерным центром Республики Казахстан и Бельгийским ядерным исследовательским центром (SCK CEN).

По мнению ознакомившихся с идеей авторитетных экспертов из России и других стран, возможность реализации слабо подкритического реактора на обогащенном уране в присутствии замедлителя (вода, графит или др.) и относительно маломощных внешних нейтронных источников («нейтронный поджиг» ядерной реакции) не вызывает сомнений, и этот вариант, предложенный казахстанскими учеными, наиболее близок к природному варианту ядерного реактора.

Как известно, природный ядерный реактор в Окло – это несколько рудных тел в урановом месторождении Окло в Габоне, в которых около 1,8 млрд лет назад происходила самопроизвольная цепная реакция деления ядер урана. В настоящее время реакция прекратилась из-за истощения запасов изотопа <sup>235</sup>U подходящей концентрации.

Рудные тела, в которых происходила цепная реакция, представляют собой залегающие в пористом песчанике линзовидные образования из уранинита (UO<sub>2</sub>) диаметром порядка 10 м и толщиной от 20 до 90 см, содержание урана в них составляло от 20 до 80 % (по массе). Идентифицированы 16 индивидуальных реакторов в трёх различных частях месторождения: в Окло, Окелобондо (Okelobondo, 1,6 км от Окло) и Бангомбе (Bangombe, 20 км к югу от Окло). Все 16 рудных тел объединяют под общим названием «Природный ядерный реактор Окло».

Явление было обнаружено французским физиком Франсисом Перреном в 1972 г. в результате изучения изотопного состава элементов в рудах месторождения Окло. Природные условия, при которых возможно протекание самоподдерживающейся реакции ядерного деления, предсказаны Полом Кадзуо Куродой (англ. Paul Kazuo Kuroda) в 1956 г. [1] и оказались близкими к реальности. Для этого нужно, чтобы выполнялись как минимум четыре условия: изотопная концентрация урана-235 должна быть не ниже 4,1 %, концентрация урана в руде должна превышать 10–20 %, размеры ураносодержащих залежей должны быть не меньше нескольких кубометров, а сами залежи должны быть пропитаны водой, которая замедляет нейтроны, испускаемые при распаде ядер.

Все четыре условия были выполнены около 2 млрд лет назад в урановом месторождении Окло, которое находится сейчас в африканском Габоне (правда, во времена, когда работал ядерный реактор, материки выглядели по-другому). Рудные тела, в которых происходила цепная реакция, представляли собой линзовидные образования из уранинита (UO<sub>2</sub>) диаметром порядка 10 м и толщиной от 20 до 90 см. Содержание урана в них составляло от 20 до 80 %, а концентрация изотопа урана-235 в природном уране в те времена была чуть меньше 4 %. Кроме того, рудные тела были окружены пористым песчаником, который легко пропитывается грунтовыми водами, выступающими в качестве замедлителей нейтронов. В результате в телах запустилась

цепная реакция, которая привела к заметному изменению концентраций радиоактивных изотопов в окрестностях месторождения. Например, содержание изотопа неодима-142 в природном неодиме упало с 27 до 6 %. Стоит отметить, что эта реакция не была непрерывной. Когда порода разогревалась, вода испарялась, переставала тормозить нейтроны, и цепная реакция прерывалась; потом песчаник снова пропитывался грунтовыми водами, и реакция возобновлялась с прежней силой. Сравнивая концентрации различных изотопов, ученые определили [2], что критическая фаза длилась около 30 мин, а фаза охлаждения — примерно в пять раз больше.

Средняя тепловая мощность реактора составляла около 100 кВт. Месторождение Окло с концентрацией урана около 0,5 % в осадочном слое толщиной 4–10 м и площадью 600х900 м<sup>2</sup> образовалось 2, 1 млрд лет назад. Под действием фильтрационных вод под большим давлением образовывались линзы со сверхбогатым содержанием урана (до 20 – 60 % в руде) размером 10 – 20 м и толщиной ~1м. На расстоянии десятков метров было обнаружено шесть очагов реакции. Всего найдены остатки 17 активных зон. Возраст реактора составляет 1,8 млрд лет. Общее количество выработанной реактором энергии оценивается в 1,5\*104 МВт\*год. Два блока Ленинградской АЭС при 100%-ной загрузке вырабатывают столько энергии за 2,3 года. Средняя мощность природного реактора составляла 25 кВт. Обогащение по <sup>235</sup>U 1,8 млрд лет назад достигло 3,1 %. Уран такого уровня обогащения используется сегодня в легководных реакторах мира. Поскольку отношение ядер U/H примерно одинаково и размеры реакторов сопоставимы, можно сразу без расчетов сказать, что цепная реакция в Окло была возможна.

Вариант квазиприродного ядерного реактора может использовать технологию гомогенного я́дерного реа́ктора – ядерного реактора, активная зона которого представляет собой гомогенную смесь ядерного горючего с замедлителем. Основное отличие гомогенного реактора от гетерогенного – отсутствие тепловыделяющих элементов; ядерное горючее находится в активной зоне реактора в виде гомогенной смеси, к которой относятся растворы солей урана, суспензии окислов урана в лёгкой и тяжёлой воде, твёрдый замедлитель, пропитанный ураном, расплавленные соли. Известны варианты гомогенных реакторов с газообразным горючим (газообразные соединения урана) или взвесью урановой пыли в газе.

Тепло, выделяемое в активной зоне, отводится теплоносителем (водой, газом и т. д.), движущимся по трубам через активную зону, либо смесь горючего с замедлителем сама служит теплоносителем, циркулирующим через теплообменники.

Гомогенные реакторы не нашли пока широкого применения вследствие высокой коррозии конструкционных материалов в жидком топливе, сложности конструкции реакторов на твёрдых гомогенных смесях, больших загрузок слабообогащённого уранового топлива и других причин. Однако совмещение концепций квазиприродного ядерного реактора и технологических заделов гомогенных реакторов позволяет избежать данных проблем, так как имеется возможность заменить слабообогащенный уран на уран с более высоким обогащением по изотопу <sup>235</sup>U.

На стадии предварительных концептуальных исследований видятся следующие предстоящие научно-технические задачи:

проведение вариантных физических расчетов характеристик активной зоны в подкритическом состоянии (выгорание, изменение реактивности, динамика энерговыделения и т.д.) для различных комбинаций ядерного топлива;

проведение вариантных теплофизических расчетов для различных комбинаций ядерного топлива и определение параметров теплотехнической схемы;

выбор теплоносителя и конструкционных материалов с учетом коррозионных процессов;

изучение возможностей физического контроля состояния активной зоны;

выбор места размещения реактора и формулировка экологических проблем.



Рис. Концептуальная схема квазиприродного ядерного реактора

Результаты проектов были доложены на VIII Международной научно-практической конференции «Актуальные проблемы урановой промышленности» 3–5 августа 2017 г., проводившейся в рамках мероприятий Всемирной выставки «Астана – ЭКСПО-2017».

B 2018 Г. в Институте международных отношений при Национальном исследовательском ядерном университете «МИФИ» на кафедре международных подготовки 41.04.05 отношений ПО направлению международные отношения магистерской программы «Международное научно-технологическое и промышленное сотрудничество» магистрантом Байтасовым К.М. под руководством Колдобского А.Б. (канд. физ.-мат. наук, заместителя директора Института международных отношений НИЯФ МИФИ) защищена на «отлично» магистерская работа по теме «Международные инновационные проекты В урановой отрасли Республики Казахстан» (УДК: 005.591(100):622.3(574)). В данной работе рассмотрена концепция квазиприродного ядерного реактора и предложена его концептуальная схема, оценена перспектива данного проекта как абсолютной инновации для атомной промышленности Республики Казахстан, дающая ей значительные перспективы на мировом конкурентном рынке ядерных технологий.

Предполагаются следующие технологические параметры опытной квазиприродной реакторной установки типа Окло (табл.).

Тип	Размер	Теплоноситель	Тип топлива	Тепловая	Электрическая	Материал
реактора	активной			мощность	мощность	корпуса
	зоны					
Водо-	10 м <sup>3</sup>	1-й контур –	Обогащённый	1 MBт	200 кВт [3]	Бериллий,
водяной		вода	уран (свыше			сталь,
ядерный		2-й контур –	4% по <sup>235</sup> U)			графит
реактор		фреон				

В проекте квазиприродного ядерного реактора герметическая оболочка – пассивная система безопасности энергетических ядерных реакторов, главной функцией которой является предотвращение выхода радиоактивных веществ в окружающую среду при тяжёлых авариях, преполагается в виде минеральной оболочки, включающей в себя свинец, вольфрам и молибден.

Природный ядерный реактор — отличная «лаборатория», позволяющая изучить распространение радиоактивных изотопов после остановки реакции. В частности, в существующих искусственных ядерных реакторах большую проблему представляет накапливание изотопов цезия-135 и цезия-137 в пространстве между ядерным топливом и стенками реактора. Цезий легко распространяется на большие расстояния и в случае аварии на реакторе быстро загрязняет окружающую среду. Более того, период полураспада цезия-135 составляет более 30 лет, то есть загрязнение сохраняется в течение длительного времени. В частности, распространению изотопов цезия было уделено большое внимание после аварий на Чернобыльской АЭС и АЭС Фукусима-1. Поскольку в природном реакторе в Окло эти изотопы также активно производились, но не вышли за область «активной зоны», то можно говорить о наличии в нем «механизма естественной радиационной безопасности» [4] – это является еще одним позитивным аргументом для проработки данного проекта.

#### Список использованных источников

*1.* Kuroda, P. K. (1956). On the Nuclear Physical Stability of the Uranium Minerals // Journal of Chemical Physics. – 1956, 25. – P. 781–782.

2. Focus: The Pulse of a Nuclear Reactor, November 3, 2004 // Phys. Rev. Focus 14, 1. – https://physics.aps.org/story/v14/st183.

3. Alex P. Meshik on January 26, 2009. The Workings of an Ancient Nuclear Reactor. – https://www.scientificamerican.com/article/ancient-nuclear-reactor/.

4. Discovery of fissionogenic Cs and Ba capture five years after Oklo reactor shutdown. – http://www.pnas.org/content/115/35/8676.

# В.В. ГИЛЕВСКИЙ<sup>1</sup>, И.С. САЦУНКЕВИЧ<sup>1</sup>, В.И. КУВШИНОВ<sup>1</sup>, В.М. ДУНИН<sup>2</sup>, А.С. ЛОБКО<sup>3</sup>

# КОНТРОЛЬ АЭС АНТИНЕЙТРИННЫМ ДЕТЕКТОРОМ

Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны НАН

Беларуси Минск, Беларусь <sup>2</sup>ОИЯИ, Дубна, Россия <sup>3</sup>НИИ ЯП БГУ, Минск, Беларусь e-mail: Gilewsky@sosny.bas-net.by

### Введение

В ближайшем будущем в Беларуси будет построено и введено в работу два блока АЭС тепловой мощностью около 3,6 ГВт каждый. Такой реактор производит 6.6·10<sup>20</sup> антинейтрино в секунду, что на расстоянии 10 м от активной зоны дает поток 5,36·10<sup>13</sup> частиц, проходящих через 1 см<sup>2</sup> в секунду. Источником энергии реактора является реакция деления n  $+^{235}U \rightarrow A(Z_a, M_a) + A(Z_b, M_b) + k*n + Q(^{235}U)$ , где дочерние ядра переобогащены нейтронами и подвержены бета-распаду, что, в свою очередь, и является источником около 6 антинейтрино на каждое деление. Основными источниками антинейтрино выступают четыре изотопа: <sup>235</sup>U, <sup>239</sup>Pu, <sup>241</sup>Pu, <sup>238</sup>U, которые дают антинейтрино разными энергетическими спектрами. Измерение с потока И энергетического спектра этих частиц даёт возможность получать дополнительную информацию о процессах в реакторе независимо от систем реактора и в реальном времени. Особенно важным является наличие альтернативного канала информации в нашем случае, когда проект АЭС новый, не прошедший испытание временем, инструментальная начинка реактора не опробована, а население часто страдает радиофобией после чернобыльской аварии.

Размещение такого детектора, например, в ловушке расплава, не помешает работе реактора, а в случае аварии будет выполнять функцию дополнительного жертвенного материала.

Детектирование с помощью реакции обратного бета-распада  $v + p \rightarrow e^+ + n$  в среде объемом ~1 м<sup>3</sup> с большим содержанием водорода может регистрировать около 10 тыс. событий в сутки. Эта реакция позволяет уменьшить число фоновых срабатываний, так как состоит из двух событий, разделенных промежутком времени: сначала регистрируется аннигиляция позитрона с электроном среды, порождая 2 фотона с энергией 0.511 МэВ у каждого, и затем нейтрон поглощается гадолинием, добавленным в небольшом количестве в детектирующую среду, что порождает широкий всплеск света. Эта последовательность подтверждает детектирование искомой реакции. Разрабатываемый дизайн детектора предполагает модульную, быстро монтируемую и легко ремонтируемую конструкцию.

В настоящее время активно развивается антинейтринная диагностика ядерных реакторов во всем мире: строятся как небольшие детекторы, так и очень большие установки. Антинейтринный детектор позволяет непрерывно получать информацию по совершенно новым параметрам, альтернативным стандартным тепловому и нейтронному каналам.

#### Энергетический спектр реакторных антинейтрино

К настоящему моменту имеется множество оценок реакторного спектра антинейтрино: от первых [1–3] до самых недавних [4, 5], которые в целом согласуются с точностью 5 %. Однако, недавние экспериментальные измерения [6–8] выявили "5 МэВ плечо" в энергетическом спектре от реакторов [9]. Это событие вызвало поток статей, пытающихся объяснить это несоответствие различными причинами.

Самыми надежными оценками спектра [10] считались оценки, полученные из экспериментов по измерению спектров позитронов от делящихся ядер, экспонированных в сильных нейтронных потоках. Однако, метод восстановления антинейтринного спектра по таким данным является математически некорректной обратной задачей, так как сначала из суммарного спектра выделяются спектры индивидуальных распадов (разложение по распадам и получение их времени жизни и максимальной энергии), а затем по полученным параметрам индивидуальных распадов строится спектр антинейтрино.

Альтернативным методом получения спектра является использование ядерных баз данных для оценки вероятности деления на конкретные дочерние изотопы и затем распада этих изотопов по распадным цепочкам. Этот метод опирается на массив накопленных данных по вероятностям деления и парамеров рападов. К сожалению, наша информация по короткоживущим и редким изотопам очень далека от полноты. Более того, практически невозможно оценить точность получаемых результатов.

Нами также были сделаны такие вычисления [11], чтобы выяснить все дополнительне предположения и допущения при вычислениях. Главные допущения таковы: считаем все распады разрешенными (не учитываем форму функции распределения), вероятности рождения нуклидов при делении и данные по распадам берутся на лету из международных баз данных (по интернету), индивидуальные распады антинейтрино считаются как для нейтральной частицы (без функции Ферми), излучение фотонов учитывается как переход из возбужденного состояния с уменьшением максимальной энергии распада и пересчетом вероятности распада. Использованная программа доступна по интернету [12]. Сравнение полученных результатов с результатами других авторов показано на рис. 1.



Рис.1. Спектры 4 делящихся изотопов (слева) и сравнение спектра <sup>235</sup>U с другими авторами (справа)

В целом, результаты согласуются с точностью около 5 %, что свидетельствует о понимании деталей вычисления.

### Детектирующие реакции: обратный бета-распад

Чтобы детектировать антинейтрино, необходимо зарегистрировать продукты некоторой реакции его с обычной материей, состояшей из электронов и ядер. Наиболее часто при низких энергиях используется обратный бета-распад  $v + p \rightarrow n + e^+$  (IBD), который имеет место в богатой водородом среде. В общем случае взаимодействие с ядром можно представить, как  $v_e + N$  (A, Z)  $\rightarrow N$  (A, Z-1) + $e^+$ , которая определяется фундаментальной диаграммой, показанной на рис. 2. (Однако хорошо измерено только взаимодействие с протоном)



Рис.2. Диаграмма реакции ve+ p на кварковом (слева) и феноменологическом (справа) уровнях

Для вычисления на кварковом уровне необходимо предположить, какую долю энергии несет начальный и-кварк и как распределяется конечная энергия среди кварков конечного нейтрона. При расчетах при высоких энергиях используется простая кварковая модель, в которой все сложности переносятся на стадию адронизации. Тем не менее и до кварковой модели выполнялись вычисления, где использовался протон-нейтронный ток. Кварковая модель позволяет определить значения формфакторов [13], но автор использовал приближения, не работающие на низких энергиях. Это наиболее общий феноменологический подход, который позволяет провести вычисления с учетом разницы масс нейтрона и протона [16].

Матричный элемент принимаем как произведение лептонного и адронного токов:

$$J^{\alpha}_{(lept)} = \overline{v}_{\overline{v}} \gamma^{\alpha} (1 - \gamma_5) v_e, \qquad \qquad J^{(hadr)}_{\alpha} = \overline{u}_n (V_{\alpha} + A_{\alpha}) u_p,$$

где

$$J_{\alpha}^{(hadr)} = \overline{u}_{n} \left( f_{1} \gamma_{\alpha} + i f_{2} \sigma_{\alpha\beta} \frac{q^{\beta}}{2M} + g_{1} \gamma_{\alpha} \gamma_{5} + g_{2} \frac{q_{\alpha}}{M} \gamma_{5} \right) u_{p} \,.$$

Автор следующей публикации [17] указал на небходимость восстановить калибровочную инвариантность адронного тока, что делается заменой

$$f_{1}\gamma_{\alpha} + if_{2}\sigma_{\alpha\beta}\frac{q^{\beta}}{2M} \Longrightarrow F_{1}\left(\gamma_{\alpha} - \frac{q_{\alpha}}{q^{2}}\gamma_{\mu}q^{\mu}\right) + iF_{2}\sigma_{\alpha\beta}\frac{q^{\beta}}{2M}$$

Не будем здесь приводить достаточно громоздкие формулы полного расчета, так как для практических целей нам понадобится только нулевой порядок этих формул при разложении по параметру  $E_v/M$ . Благодаря особенностям кинематики реакции, когда безмассовое антинейтрино ударяет массивный протон и в конце мы имеем позитрон, движущийся практически в том же направлении как и антинейтрино и медленно двигающийся нейтрон, разложение  $E_v/M$  дает в нулевом проядке очень хорошую точность (для 10 МэВ антинейтрино точность порядка 1 %):

$$\left(\frac{d\sigma}{d\cos\vartheta}\right)^{(0)} = \frac{G_F^2\cos^2\theta_C}{2\pi} \left[ (f_1^2 + 3g_1^2) + (f_1^2 - g_1^2) \beta_e\cos\vartheta \right] E_e^2\beta_e \,,$$

$$\sigma_{tot}^{(0)} = \frac{G_F^2 \cos^2\theta_C}{\pi} (f_1^2 + 3g_1^2) E_e \ p_e = 9.22 \ \cdot 10^{-44} \ cm^2 \left(\frac{E_e^2}{1 \cdot MeV^2} \beta_e\right),$$

где  $p_e, E_e, \beta_e = \frac{p_e}{E_e}$  и  $\vartheta$  обозначают импульс, энергию, скорость позитрона и угол его направления движения по отношению к падающей частице.  $G_F = 1.166 \cdot 10^{-5} GeV^{-2}$  и  $cos\theta_c = 0.97$  обозначают константу Ферми и косинус угла Кабиббо. Формфакторы определяются кварковой моделью  $f_1 = 1$  и  $g_1 = 1.26$ , так что  $(f_1^2 + 3g_1^2) = 5.69$ . В этом же приближении получаем  $E_e^{(0)} = E_v - \Delta$ , где  $\Delta = m_n - m_p = 1.293 \, MeV$ , так что энергия антинейтрино связана с энергией позитрона  $E_v \approx E_e + \Delta = E_{prompt} + 0.782 \, MeV$ .

Эти формулы позволяют, сворачивая значения спектра с сечением, получить экспериментальные значения числа событий в детекторе. Правда, надо еще учесть состав топлива. Принимая соотношение делящихся нуклидов -  $^{235}U$ :  $^{239}Pu$ :  $^{241}Pu$ :  $^{238}U = 0.561$ : 0.307: 0.056: 0.076, которое указали экспериментаторы [6], получаем сравнение с экспериментальными данными, отображенное на рис. 3.



Рис.3. Сравнение экспериментальных и вычисленных данных

Рисунок показывает, следует включить поправки к сечению для более полного совпадения с экспериментальными данными.

### Возможные конструкции и расположение детектора

Чтобы подчеркнуть важность и перспективность описываемого детектора, приведем таблицу действующих и строящихся антинейтринных детекторов в мире с указанием некоторых технических подробностей (табл. 1).

В табл. 1 приведены некоторые важные параметры – тепловая мощность реактора, тип топлива: чистый <sup>235</sup>U или низкообогащенный уран (LEU); расстояние от детектора до активной зоны; материал мишени: Gd-LOS (обогащенный Gd жидкий органический сцинтиллятор), POS (пластиковый органический сцинтиллятор), обогащенный Gd, B, <sup>6</sup>Li <sup>6</sup>LiZnS; прибор для регистрации фотонов: PMT (обычный или вакуумный WLS-PMT фотоумножитель), (фотоумножитель с переизлучающим оптическим волокном), WLS-SiPM (полупроводниковый фотоумножитель с переизлучающим оптическим волокном), МСР-РМТ (микроканальные пластины с фотоумножителем).

Эксперимент	Мощ-	Тип	Расстояние до	Материал	Регистри-	Событий
	ность,	топ-	активной	мишени	рующее	/день
	МВт	лива	зоны, м		устройство	
Nucifer	70		7	Gd-LOS	PMT	280
NEGG	2000			<u></u>		2000
NEOS	3000	LEU	24	Gd-LOS	PMT	2000
STEDEO	50	235 <b>T</b> T	10	C41.05	DMT	
STEREO	38	0	10	Ga-LOS		
Neutrino-4	90		6_11	Gd-LOS	РМТ	
riedunio i	20		0 11			
iDREAM	3000	LEU		Gd-LOS	PMT	
PANDA	3420	LEU	36	POS	PMT	22
DANSS	3000	LEU	8-11	Gd-POS	WLS-PMT	5000
	1.400			<u></u>		
Vidarr-Ecal	1600		60	Gd-POS	WLS-S1PM	210
mTC	20		5		MCD DMT	
mit	20		5	D-PUS		
NuLAT	20	<sup>235</sup> U	47	6Li-POS	РМТ	
	20	Ũ	,			
PROSPECT	85	<sup>235</sup> U	7-12	6Li- POS	PMT	
SOLiD	72	<sup>235</sup> U	5.7	6LiZnS+P	WLS-SiPM	
				OS		
CHANDLER	72	<sup>235</sup> U	5.5	6LiZnS+P	WLS-SiPM	
				OS		

Таблица 1. Малые антинейтринные детекторы

## Общие предварительные требования

Сформулируем несколько требований к конструкции детектора, исходя из имеющихся образцов и представления о возможных способах его развертывания:

- а) Детектор должен иметь объем около кубического метра или немного больше.
- b) Не используются горючие материалы типа LOS (жидкий органический сцинтиллятор аналог керосина).
- с) Для удобства монтирования он должен состоять из с универсальных блоков, с которыми управляется человек без всяких подъемных механизмов.
- d) Каждый блок должен нести считывающую и оцифровывающую электронику, чтобы быть независимым сегментом детектора.
- е) Все блоки должны быть взаимозаменяемыми для быстрого ремонта.
- f) Питание к блокам и съем сигнала осуществляются по одному кабелю с универсальным разъемом (RJ45, USB).
- g) Каждый блок целиком тестируется в лаборатории до монтажа.

В случае использования обратного бета-распада первой целью является наличие богатой водородом среды, которой может быть вода, LOS (жидкий органический сцинтиллятор – горючая жидкость, родственная керосину) или пластик (POS). Второй проблемой является точная регистрация энергии позитрона (он дает черенковское свечение в воде с n=4/3 уже при энергиях выше 0.388 МэВ) и двух аннигиляционных фотонов с энергией 0.511 МэВ. Полупроводниковый SiPM регистрирует голубой видимый свет, так что может понадобиться конвертор. Третьей, и наиболее серьезной, проблемой является регистрация нейтрона с энергиями немного выше тепловой. Обычное вещество только термализует нейтрон, так что необходимо добавить конвертор с большим сечением в (n,X) канале. Наиболее часто в экспериментах используются следующие конверторы:

- i. <sup>3</sup>He  $\sigma$ (<sup>3</sup>He(n,p)<sup>3</sup>H) =5333 барна (Q=0.764 МэВ), так что получаем регистрацию вылетающего протона.
- <sup>6</sup>Li σ(<sup>6</sup>Li(n,α)<sup>3</sup>H)=940 барна (Q=4.785 МэВ), регистрируется вылетающая альфа частица.
- ііі.  ${}^{10}$ В  $\sigma({}^{10}$ В(n,  $\alpha \gamma)^7$ Li )=3837 barn (Q=2.791 MeV), регистрируется вылетающая альфа и фотон.
- iv. Gd  $\sigma(Gd(n, \gamma))$  естественная смесь)= 48 647 барн, чистый <sup>157</sup>Gd имеет еще большее сечение  $\sigma(^{157}Gd(n, \gamma)X) = 254\ 000\ барн\ (Q=8.\ MeV)$ , регистрируется всплеск фотонов с энергией 8 МэВ.

### Материалы и геометрия детектора

Предлагаются следующие варианты конструкции детектора:

1. Пластиковые полосы (аналогично DANSS) [18]

Детектор строится из метровых пластиковых брусков. Пластик является богатой водородом средой (мишенью) и сцинтиллятором для детектирования позитрона (который проходит несколько мм до аннигиляции). Брусок покрыт Gd-содержащим зеркалом и имеет PMT с электроникой на одном из своих торцов. Монтируемым блоком является слой, составленный из брусков. Так как свободный пробег нейтронов в пластике около 10 см, то размеры должны быть менее 10 см. Если взять бруски размером 1000\*50\*50 мм (V=2.5 л), то слой из 20 брусков будет весить около 50 кг, а детектор из 20 слоев нуждается в 400 РМТ. Если уменьшить размеры бруска до 1000\*50\*20, слой станет весить около 20 кг и понадобится 50 слоев и 1000 РМТ.

2. Кубы

Детектор строится из элементарных пластиковых кубов размером 250\*250\*250 мм. Пластик выступает не только как мишень и сцинтиллятор для позитронов, но и как конвертор для нейтронов из-за примеси 0.1% Gd в массу пластика. Зеркальные грани удерживают свет в кубе. Монтируемым блоком выступает куб с РМТ и электроникой на одной грани. Элементарный куб имеет объем в 16 л и весит около 16 кг. Для построения кубометрового детектора нужно только 64 РМТ. Оттестированные кубы с 2-метровым кабелем и универсальным разъемом (типа RJ45 или USB) могут быть собраны в детектор за час. Добавление двух пластиковых тонких плоскостей сверху и снизу позволят отсекать космические мюоны используя вето. Оборачивание всего детектора борированным полиэтиленом уменьшит фон от нейтронов.

3. Кубы со спагетти.

Конструкция, подобная на предыдущую, но вместо примеси Gd в куб внедряются иглообразные кристаллы GaGd (e.g. 2\*2\*L мм), как спагетти в кастрюле. Кристаллы

являются поглотителями нейтронов и проводниками света к РМТ. Этот вариант еще предстоит оценить в подробностях.

4. Кубы, обернутые ZnS (Li) пленкой

Пластиковые кубы покрываются сцинтиллирующей ZnS (Li) пленкой, которая не только регистрирует нейтроны, но и собирает свет к РМТ. Грань куба должна быть меньше 10 см. Этот вариант оказывается сложным и трудно монтируемым.

5. Борированная вода в технических емкостях

Как альтернативу отдельному прибору можно использовать борированную воду, содержащуюся в многочисленных емкостях внутри герметичной оболочки (или даже залить воду в ловушку расплава), что дает огромный чувствительный объем. Необходимо только установить РМТ на стенах объема. Свет от позитрона и реакции нейтронов с бором дают сигналы на фотоумножители, которые различаются своим фронтом и могут легко различаться электроникой. В этом случае объемы гораздо больше (например, 15 м<sup>3</sup>). Остается проблема вето на космические мюоны и большое количество сигналов от свободных нейтронов. Последний вариант должен обсуждаться отдельно.

### Расположение детектора

Первые четыре варианта конструкции детектора можно расположить в нескольких местах на АЭС. Особенно интересна ловушка расплава. На первый взгляд можно указать 3 места, удобных для детектора, которые изображены на рис 4. Активная зона помечена красным цветом, а места возможного расположения детектора – зеленым цветом.



Рис. 4. Возможные места расположения детекторов в ловушке расплава ВВЭР-1200

Место 1 имеет расстояние между нижней точкой активной зоны и дном детектора около 4 м. Эта комната относится к обслуживаемым и имеет прямой вход с дверью. Из-за близости к активной зоне в ней должен быть большой поток нейтронов. Место, обозначенное цифрой 2, находится в 7 м от активной зоны. Имеется ли к нему доступ надо прояснять. Расстояние от дна активной зоны до места 3 составляет около 12,6 м, но размещение в запасном коридоре обеспечивает доступ к нему. Конечно, это только

первые удобные места, и возможности допуска к ним следует уточнять. Что касается запроектной аварии с расплавлением активной зоны, то детектор ничему помешать не сможет, а окажется дополнительным жертвенным материалом. Тем не менее последняя информация с детектора может оказаться очень важной.

### Заключение

Цель этой статьи состоит в объявлении начала работы экспериментальной команды по строительству антинейтринного детектора на первой АЭС Беларуси. Предлагается дать этому коллективу название Белорусский реакторный антинейтринный детектор (БРАНД) или по-английски – Belarus Reactor Anti-Neutrino Detector (BRAND). Эта команда нацелена на несколько задач, выполняемых детектором:

- непрерывное слежение за потоком антинейтрино, связанным с процессами деления в реакторе; любое отклонение будет свидетельствовать об изменениях до того, как изменятся более медленные тепловые или нейтронные показатели;
- измерение энергетического спектра антинейтрино дает информацию об изменении состава топлива, что позволяет следить за его выгоранием и даже (после калибровок) продлевать и оптимизировать топливный цикл;
- 3) поиск нового стерильного нейтрино выполняется как фоновая задача;
- 4) проверка предположений о существовании нового взаимодействия будет выполняться обработкой большого накопленного массива данных;
- 5) участие в монтаже, работе и обработке данных позволит подготовить специалистов высочайшей квалификации в области ядерной физики и физики высоких энергий.

Рассматривается также совершенно новая задача нейтринной томографии реактора, которая может потребовать размещения нескольких таких детекторов (или создания двигающегося), что откроет новую страницу диагностики реакторов.

В настоящее время мы должны выбрать и обдумать конструкцию и принципы построения. В следующем году хотелось бы произвести и протестировать несколько прототипов, а к 2020 году получить финансирование на производство и установку детектора.

Авторы выражают благодарность за финансовую поддержку Государственной программы научных исследований «Энергетические системы, процессы и технологии», подпограммы «Атомная энергетика, ядерные технологии».

### Список использованных источников

- 1. F. T. Avignone, III, V- A Elastic Scattering of Electrons by Fission Antineutrinos, Phys. Rev. D 1970, v.2, n.11, p. 2609 2612.
- A.A. Borovoy at al. Energy Spectra of Electron and Antineurtinos from Fission Fragments of <sup>235</sup>U and <sup>239</sup>Pu / A.A. Borovoy, Yu.L. Dobrynin, V.I.Kopeikin // Journal of nuclear Physics, v.25, issue 2, 1977, p.264–269.
- 3. P. Vogel, G.K. Schenter, F.M. Mann, R.E. Schenter, Reactor antineutrino spectra and their application to antineutrino-induced reactions, Phys. Rev. C 1979, v 19, p. 2259–2266; Phys. Rev. C 1981, vol. 24 (4), p. 1543–1553.
- 4. P. Huber, Determination of antineutrino spectra from nuclear reactors, Phys. Rev. **C84**, 2011, p. 024617–1–16, erratum 2012 ibid v.85, p029901, [ArXiv:1106.0687].
- 5. Th. A. Mueller et al, Improved predictions of reactor antineutrino spectra / Th. A. Mueller, D. Lhuillier, M. Fallot, A. Letourneau, S. Cormon, M. Fechner, L. Giot, T.

Lasserre, J. Martino, G. Mention, A. Porta, F. Yermia,// Phys. Rev. C83 (2011) 054615-1–17, [arXiv: arXiv:1101.2663].

- 6. F. P. An et al., Improved Measurement of the Reactor Antineutrino Flux and Spectrum at Daya Bay, arXiv:1607.05378 [hep-ex].
- 7. S. H. Seo at al., Spectral Measurement of the Electron Antineutrino Oscillation Amplitude and Frequency using 500 Live Days of RENO Data, ArXiv: 1610.04326.
- 8. Y. Abe at al., Improved measurements of the neutrino mixing angle  $\theta_{13}$  with the Double Chooz detector, ArXiv: 1406.7763.
- 9. G. Mention, at al. Reactor antineutrino anomaly, Phys. Rev. D83 (2011) p. 073006-1-20.
- K. Schreckenbach at al., Absolute measurement of the Beta Spectrum from 235U fission as a Basis for Reactor antineutrino Experiments, Phys. Lett. B99 (1981), p. 251–256; Determination of the Antineutrino Spectrum from 235U Thermal Neutron Fission Products up to 9.5 MeV, Phys. Lett. 160B, (1985) 325-330, N. Haag et al., Experimental Determination of the Antineutrino Spectrum of the Fission Products of 238U, ArXiv:1312.5601.
- 11. V. V. Gilewsky, I. S. Satsunkevich, M. M. Sobolewsky, Antineutrino Energy Spectra from Complex Sources, Nonlinear Dynamics and Applications, 2017, v. 23, p. 64 80.
- 12. The source code of our program is available from Internet: https://github.com/makssobolevs/neutrino\\_spectra.git.
- 13. C.H. Llewellyn Smith, Neutrino Reactions at Accelerator Energies, Physics Reports, 3, No.5 (1972) 261-379.
- 14. P.Vogel, Analysis of the antineutrino capture on proton, Phys.Rev. D29, No. 9 (1984), p.1918–1922.
- 15. P. Vogel, J.F.Beacom, Angular distribution of neutron inverse beta decay, Phys. Rev. D60 (1999), 053003-1-10.
- 16. A. Strumia, F. Vissani, Precise quasielastic neutrino/nucleon cross section, arXiv:astroph/0302055.
- 17. A.M. Ankowski, Improved estimate of the cross section for inverse beta decay, arXiv:1601.06169.
- 18. Alekseev et al., DANSS: Detector of the reactor AntiNeutrino based on Solid Scintillator, ArXiv:1606.02896.

#### И.В. РУДЕНКОВ, Л.Ф. БАБИЧЕВ

# ОЦЕНКА ВЛИЯНИЯ НЕОПРЕДЕЛЕННОСТЕЙ МАТЕРИАЛЬНОГО СОСТАВА НА ПАРАМЕТРЫ ВЕСОВЫХ ОКОН

Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны НАН Беларуси Минск, Беларусь

#### Введение

Оценка нейтронных потоков в заданной области является одной из основных задач дозиметрии, решение которой позволяет оценить радиационную деградацию материалов и возможное наведенное излучение. Использование для этого прецизионных кодов, применяющих метод Монте-Карло, позволяет для моделей практически любой сложности с точки зрения задания геометрического и материального состава производить соответствующие расчеты с высокой точностью. Применение метода Монте-Карло без использования различных методов понижения дисперсии для расчетов спектра нейтронного потока требует значительных затрат машинного времени. Использование для ускорения расчетов методов понижения дисперсии, в частности метода весовых окон, позволяет существенно сократить время расчетов с сохранением заданной точности для результатов [1]. В то же время геометрические параметры и параметры материального состава, которые являются входными параметрами модели, задаются с определенной погрешностью, которая может влиять на результат моделирования. В данной работе рассматривается устойчивость метода весовых окон в случае наличия неопределенностей в задании материального состава. Если изменение мало, то нет необходимости в новом пересчете параметров весовых окон для проведения расчетов. Это позволяет уменьшить количество расчетов для получения конечного результата, особенно для большого количества повторяющихся расчетов.

### Оценка изменения параметров весовых окон

Изменение параметров весовых окон линейно зависит от изменения атомных концентраций всех элементов, входящих в состав вещества, через которое проходит нейтронный поток. Суммарное сечение взаимодействия для материала является суммой сечений взаимодействий всех элементов, входящих в данный материал с соответствующими пропорциями, в частности, для оксида урана UO<sub>2</sub>, состоящего из <sup>235</sup>U и <sup>238</sup>U (суммарное сечение деления):

$$\sigma_f = afU^{235} * \sigma_{f^{235}} + afU^{235} * \sigma_{f^{238}} + afO * \sigma_{f^0}.$$
 (1)

Зависимость между изменением значения весового окна и материальным составом определяется из системы уравнений [2,3]

$$\frac{dN(x)}{dx} = (\sigma - \sigma_s f)N(x) - \sigma_s rL(x), \qquad (2)$$

$$\frac{dL(x)}{dx} = -(\sigma - \sigma_s f)L(x) + rN(x), \qquad (3)$$

где N(x) и L(x) – функции важностей для весового окна при прямом и обратном рассеянии нейтронов на веществе в ячейке в направлении распространения излучения, х – расстояние от области излучения на область регистрации, f и r – соответствующие вероятности данных рассеяний.

Представив

$$\sigma = \sigma_a + \sigma_s, \tag{4}$$

$$\sigma_i^{u_{3M}} = \sigma_i + \delta \sigma_i, \ \delta \sigma_i \rightarrow 0,$$

получаем решение (1) – (3) в виде

$$N(x) = N_0(x) + \delta N(x), \delta N(x) \propto \delta \sigma.$$

При расчете весовых окон в заданной ячейке важность ячейки получается путем усреднения функции N(x) по всей ячейке.

Из (6) следует, что при малых изменениях сечений поглощения и рассеяния решение для уравнения важности зависит линейным образом от изменения данных сечений. Тогда при малых изменениях решение уравнения будет также мало изменяться, и таким образом можно будет не пересчитывать заново параметры для весовых окон в случае возникновения необходимости проведения повторных расчетов с одинаковой геометрией, но отличающимся незначительно материальным составом.

## Тестовый расчет

На рис. 1 представлен вид модели для тестовых расчетов сечением ОХҮ. Данная модель представляет собой цилиндр из оксида урана с обогащением 1,3 %, окруженный десятью коаксиальными цилиндрическими слоями стали. В данную сталь примешивается вода при н.у. в соотношении от 0,1 % от массовой доли стали до 50 % массовой доли стали в материале. Внешняя поверхность цилиндра под номером 10 является областью детектора спектра нейтронов.



Рис.1 Вид модели сечением ХҮ

Расчеты проводятся для состояний с 100 %-ной массовой долей стали в материале оболочек, 99,9 и 50 % для того, чтобы показать, как сильно меняется спектр при таких изменениях. Полученные результаты представлены на рис. 2.

(6)



Рис. 2. Результаты тестовых расчетов

На основании полученных результатов можно сделать вывод о том, что при малых изменениях нейтронного потока, когда разница между начальным потоком  $\Psi_1$  и потоком  $\Psi_2$  в случае малого изменения материального состава вещества, через которое проходит новый нейтронный поток, равно как и разница между сечениями данных материалов мала, т.е. выполняется  $\frac{\Psi_1 - \Psi_2}{\Psi_1} \ll 1$ , тогда нет необходимости пересчитывать весовые окна и можно использовать уже готовые параметры.

## Заключение

Зависимость между малыми изменениями в атомных концентрациях материалов в областях расчета и изменением значения важности ячейки весовых окон линейна. Из этого следует, что изменением значений параметров весовых можно пренебречь при малых изменениях в задании атомных концентраций материалов при расчете спектров нейтронных потоков в заданной расчетной области, таким образом ускоряя расчет в заданной области для задач проверки влияния неопределенностей в задании материального состава на флюенс и поток на корпус реакторов АЭС, в частности, и задач с малыми неопределенностями в задании материального состава в целом.

#### Список использованной литературы

- 1. Leppänen, J., Viitanen, T., Hyvönen, O. (2017). Development of a variance reduction scheme in the serpent 2 Monte Carlo code. Paper presented at International Conference on Mathematics and Computational Methods Applied to Nuclear Science and Engineering, MC 2017, Jeju, Korea, Republic of.
- 2. Mickael, M.W. (1995). A Fast, Automated, Semideterministic Weight Windows Generator for MCNP. Nuclear Science and Engineering. 119. 10.13182/NSE95-A24069.
- 3. R. Brewer, Editor, "Criticality Calculations with MCNP5: A Primer", LA-UR-09-00380 (2009).
#### Н.В. ГОРБАЧЕВА, Н.В. КУЛИЧ, Н.Д. КУЗЬМИНА

### О ПРИБЛИЖЕННЫХ ЧИСЛЕННЫХ И АНАЛИТИЧЕСКИХ МЕТОДАХ ОЦЕНКИ НЕОПРЕДЕЛЕННОСТЕЙ ПРИ ПРОГНОЗИРОВАНИИ ЭКСТРЕМАЛЬНЫХ МЕТЕОРОЛОГИЧЕСКИХ ПАРАМЕТРОВ, ВАЖНЫХ ДЛЯ БЕЗОПАСНОСТИ АЭС

### Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны НАН Беларуси, Минск, Беларусь e-mail: <u>harbachova.nv@gmail</u>.com

Введение. Перечень экстремальных природных явлений и требования к их учету и оценке представлены в нормативных технических документах (НТД) по обеспечению безопасности АЭС Республики Беларусь [1-4]. Так, для включения в проектные основы площадки при размещении АЭС в составе расчетных характеристик следует рассматривать метеорологические характеристики, отобранные не менее, чем за 30-летний период наблюдений в районе размещения данной площадки, и указывать методы определения и оценки достоверности для максимальных и минимальных температур воздуха с обеспеченностью на уровне 0,01 %. Проектные решения сооружений атомной энергетики I категории ответственности за радиационную и ядерную безопасность при опасных исходных событиях природного происхождения должны быть рассчитаны на интенсивные воздействия от температурных, ветровых, снеговых нагрузок с периодом повторяемости 1 раз в 10000 лет. В задачах вероятностного анализа безопасности при внешних воздействиях отбор внешних исходных событий для их учета при оценках тяжелого повреждения активной зоны реактора должен осуществляться на основании экстремальных значений интенсивности и частоты исходных событий. При проведении целевой переоценки безопасности (стресс-тестов) Белорусской АЭС анализируются экстремальные погодные условия, учитываемые в проектных основах. Опасность внешних воздействий с экстремальными параметрами состоит в том, что возможно их влияние одновременно на все системы, важные для безопасности установки, что тем самым увеличивает риск отказов по общей причине. Так, при возникновении низких температур наружного воздуха возникает риск экстремально потери работоспособности систем пассивного отвода тепла защитной оболочки и парогенератора вследствие понижения температуры воздуха в помещениях расположения баков аварийного отвода тепла и трубопроводов этих систем. Еще один аспект важности оценки параметров экстремальных погодных условий, подлежащих учету в проекте Белорусской АЭС, в частности температурного режима на площадке, связан с необходимостью обоснования работоспособности системы отвода тепла от ответственных потребителей, расположенных в здании безопасности, к конечному потребителю. В ходе анализа безопасности требуется обоснование работоспособности брызгальных бассейнов как в жаркое, так и в холодное время года.

Для редких погодных событий с экстремальными параметрами и повторяемостью 1 раз в 10000 лет может иметь место неопределенность оцененных параметров по частоте реализации и интенсивности. Данное обстоятельство необходимо учитывать, в частности, при разработке вероятных сценариев ВАБ-1 последствий реализации исходных событий природного происхождения при внешних воздействиях.

При анализе опасных метеорологических процессов как детерминистическими, так и вероятностными методами необходимо оценить годовую частоту, с которой анализируемый параметр превышает величину, установленную в проектных основах, а также указать неопределенность оцениваемой величины. Анализ неопределенностей параметров редких природных событий для площадки Белорусской АЭС позволит оценить запасы безопасности и обосновать мероприятия по защите установки от опасных процессов.

Актуальной задачей для обоснования безопасности новых проектов атомных электростанций является поиск эффективных методов анализа неопределенности в условиях малой статистики, свойственной экстремальным процессам и явлениям.

**Цель работы** – предложить приближенные численные и аналитические методы математической статистики и теории вероятностей для оценок неопределенности экстремальных метеорологических параметров для учета в проектных основах площадки АЭС.

В данной работе приведены приближенный численный и аналитический методы анализа неопределенности экстремальных характеристик погодных условий, обеспеченность которых ниже 0,01 %.

Расчеты проиллюстрированы на реальном примере, в качестве которого рассмотрены результаты наблюдений за экстремальными температурами в жаркий период, зарегистрированными на метеостанции Ошмяны в 1988–2016 гг. В соответствии с рекомендациями МАГАТЭ, полученные на метеостанции выборки максимальных значений температур обрабатываются методами статистического анализа. Наиболее характерным типом распределения вероятности экстремальных температур являются распределения Гумбеля или Фишера [5–7].

Таблица 1. Экстремальные температуры воздуха различной обеспеченности, °С

Обеспеченность, %	0,01	5	10	25	50	75	90	95
Максимальные летние	37,4	33,5	32,8	31,6	30,3	29,0	27,8	27,1
температуры, °С								

Приближенный численный метод оценки неопределенности частоты реализации экстремальных погодных условий для района АЭС. Предлагаемый подход основан на аппроксимации статистической выборки данных малой размерности известным теоретическим законом распределения вероятности. Построение выборки большого размера выполняется путем генерирования данных по известному закону, из которой находятся интервалы изменения анализируемой величины с любой степенью доверительности.

Выполненный вероятностно-статистическими методами анализ максимальных положительных (летних) температур воздуха с различной обеспеченностью, приведенных в табл. 1, показал, что эти данные являются характеристиками логарифмически нормального закона распределения. В рамках анализа неопределенности получены оценки экстремальных температур для событий, частота превышения которых на порядок ниже установленных требованиями нормативных документов (10<sup>-4</sup> год<sup>-1</sup>).

Используя данные табл. 1, с помощью программного средства генерируем логарифмически нормальную выборку данных достаточно большого размера с параметрами [8, 9]:

 $\mu = (log(X_{10}) + log(X_{90}))/2,$ (1)  $\sigma = (log(X_{90}) - \mu)/1.28 ,$ 

где 1,28 – 90%-ный квантиль стандартного нормального распределения.

Из полученной логарифмически нормальной выборки с помощью программных средств и стандартных библиотек статистического анализа находим интересующие нас квантили экстремальной температуры на уровне обеспеченности 0,01 %, а также на более высоком уровне с обеспеченностью, равной 0,001 %. Результаты оценки квантилей

экстремальных положительных температур приближенным численным методом приведены в табл. 2.

Таблица	2.	Оценки	квантилей	экстремальных	положительных	температур	воздуха
различно	й об	беспеченн	ости, °С				

Обеспеченность,%	0,001	0,01	50	5
Квантили	99,999	99,99	50	95
распределения, %				
Температура летняя, °С	38,82	37,79	30,3	33,5

Результаты анализа неопределенности показали, что оцененная экстремальная летняя температура с обеспеченностью 0,001% составляет 38,82 °C, что на 1,42 °C выше наблюдаемого максимума в период 1988-2016 гг., равного 37,4 °С.

Оценки неопределенности результатов прогнозирования экстремальных значений метеорологических параметров с использованием статистических толерантных пределов. В практических расчетах при ограничениях на размер выборки данных, как это имеет место в случае прогнозирования экстремальных характеристик погодных условий, для оценки неопределенности анализируемой величины можно использовать статистические толерантные (допустимые) пределы. В случае, когда оцениваемая величина или ее логарифм распределены по нормальному закону, для оценки толерантных пределов случайной выборки справедливы приближенные аналитические формулы [9]:

$$U_{1,2} = Xsr \pm K \sigma, \tag{3}$$

где U<sub>1</sub>, U<sub>2</sub> – верхний и нижний толерантные пределы анализируемой величины; Xsr – среднее значение выборки;  $\sigma$  – стандартное отклонение; К – коэффициент, который зависит от размера выборки n; заданной доли всей совокупности P, ограниченной искомыми толерантными пределами [U1, U2]; заданной вероятности у, определяющей уровень доверительности того, что доля P совокупности находится внутри интервала  $[U_1, V_2]$  $U_2$  ].

Значения коэффициента К находится по приближенной формуле

$$k = k_{\infty} \left( 1 + \frac{x_{\gamma}}{\sqrt{2n}} + \frac{5x^2 + 10}{12n} \right)$$
(4)

Значения К $\infty$  и х<sub>ү</sub> определяются соотношениями:

$$2\Phi_{0}(k_{x}) = P$$

$$0,5 + \Phi_{0}(x_{y}) = \gamma$$
(5)
(6)

(6)

где  $\Phi_0$  – нормированная функция Лапласа.

Из формулы (4) следует, что для больших размеров случайной выборки будет справедливым приближенное равенство  $K = K\infty$ .

Для ограниченной выборки экстремальных температур, для которой *n=30*, значение К следует скорректировать по формуле (4). Значения коэффициентов  $K\infty$ ,  $x_{\gamma}$  и K для заданного набора величин доли *P* и вероятности  $\gamma = 0,99$ , рассчитанные в данной работе, приведены в табл. 3. На основании соотношений (5) и (6) найдены значения коэффициентов в формуле (3) для представляющих практический интерес долей *P* и соответствующих годовых частот превышения f.

Результаты оценок неопределенностей для экстремальных значений положительных летних температур приведены в табл. 3.

Таблица 3. Значения верхних толерантных пределов для экстремальных положительных летних (*U*<sub>2</sub> )

f, год <sup>-1</sup>	Р	K∞	Хγ	K	<i>U</i> <sub>2,</sub> °C
10-1	0,9	1,645	2,326	2,309	34,85
10-2	0,99	2,575	2,326	3,613	37,7
10-3	0,999	3,285	2,326	4,609	40,08
10-4	0,9999	3,846	2,326	5,397	42,04
10-5	0,99999	4,173	2,326	5,856	43,23

Можно утверждать, что с достоверностью  $\gamma = 0,99$  с отклонением  $\sigma$  от среднего значения в найденных с помощью соотношения (3) толерантных пределах находится доля *P* генеральной совокупности данных. Поскольку интерес представляют максимальные температуры, то в табл. 3 приведены только верхние толерантные пределы.

Проведенный анализ неопределенности показал, что с вероятностью  $\gamma = 0,99$  верхний толерантный предел экстремальной положительной температуры с периодом повторяемости 1 раз в 10000 лет равен 42,02 °C, а с периодом повторяемости 1 раз в 100000 лет составляет величину 43,23 °C.

Сопоставление оценок экстремальных положительных температур с периодом повторяемости 1 раз в 10000 лет, полученных приближенным численным методом, с оцененным значением верхнего толерантного предела показало, что отличие составляет 4,4 °C.

Сопоставление полученных результатов анализа неопределенности со значениями параметров экстремальных воздействий по температуре для базового проекта АЭС-2006, равной 52 °C, позволяет с высокой степенью доверительности заключить, что проектные основы площадки АЭС имеют достаточный запас.

В тех случаях, когда для оценки экстремальных параметров погодных условий достаточно оценить значение 95%-ной квантили (обеспеченность 0,05 %), может быть эффективно использован аналитический метод квантильных оценок неопределенностей, предложенный в работе [10]. В основу данного метода для оценки доверительных интервалов логарифмических распределений вероятности (частот) событий положено свойство информативности класса высокоэнтропийных логарифмических распределений с энтропийным коэффициентом Ке ≥1,73, для которых справедливо приближенное равенство

$$|x - x_0| / \sigma(X) = 1.6 \pm 0.05$$
, (7)

где *x*<sup>0</sup> является центром распределения, совпадающим с медианой и математическим ожиданием, а значения 5 и 95 %-ного квантилей определяются приближенными соотношениями:

$$x_{05} = x_0 - 1, 6\sigma(x), \ x_{95} = x_0 + 1, 6\sigma(x).$$
(8)

Для логарифмически нормальных распределений эти соотношения имеют следующий вид:

$$Y_{05} = Y_m - 1, 6\sigma(Y), \qquad Y_{95} = Y_m + 1, 6\sigma(Y),$$

где  $Y_{05} = ln x_{05}$ ,  $Y_{95} = ln x_{95}$ .

Из соотношений (9) можно получить оценку границ 90%-ного доверительного интервала по оцененным значениям  $\sigma(lnx)$  и медианы  $Y_m = ln(x_m)$ . Известно, что для результирующих распределений случайных величин x с высокоэнропийными распределениями логарифма y=ln(x) среднеквадратичное отклонение  $\sigma[ln(x)]$  имеет относительную погрешность +/-2,5 %, медиана Xm и значения 95%-ного (5%-ного) квантилей имеют относительную погрешность порядка +/- 8 % даже при малой статистике наблюдаемой величины.

Заключение. Принимая во внимание жесткие нормативные технические требования к учету внешних природных воздействий с экстремальными параметрами в части значений размещении АЭС, обоснованию обеспеченности при безопасности как детерминированными, так и вероятностными методами, проведению целевой переоценки безопасности (стресс-тестов) АЭС, авторами предлагаются эффективные приближенные аналитические методы анализа неопределенности численные И результатов прогнозирования экстремальных параметров, принимаемых в качестве проектных основ площадки АЭС. Методы анализа неопределенности основаны на оценке с высокой достоверностью толерантных пределов для параметров экстремальных погодных условий. Они реализованы применительно к оценке доверительных пределов экстремальных положительных температур, зарегистрированных за 30-летний период наблюдений в районе размещения АЭС. Разработаны рекомендации по использованию результатов оценки доверительных пределов экстремальных погодных условий.

Оцененные верхние толерантные пределы положительной температуры обеспечивают уточненную оценку запасов безопасности от экстремальных погодных условий, в частности, оценку потенциального воздействия экстремальных погодных условий на надежность работы систем безопасности, играющих важную роль при отводе тепла от реакторной установки конечному поглотителю.

Поскольку полученный по результатам анализа неопределенности верхний допустимый предел представляет консервативную оценку анализируемого экстремального параметра, то следует учитывать:

реалистичность реализации метеорологических процессов с экстремальными параметрами в районе размещения станции;

возможные физические ограничения для верхнего предела анализируемого процесса независимо от частоты проявления;

неопределенность вследствие недостатка знаний по анализируемому процессу с экстремальными параметрами путем привлечения экспертных оценок.

#### Список использованных источников

1. Размещение атомных станций. Основные требования по составу и объему изысканий и исследований при выборе пункта и площадки АС: ТКП 98-2007. – Утв. Постановлением Министерства по чрезвычайным ситуациям Респ. Беларусь от 10.10.2007 № 16/87.

2. Нормы строительного проектирования AC с реакторами различного типа: ПиН AЭ-5.6 / Минатомэнерго СССР. – М., 1986.

3. Учет внешних воздействий природного и техногенного происхождения на объекты использования атомной энергии: ТКП 263-2010 (02300). – Утв. Постановлением Министерства по чрезвычайным ситуациям Респ. Беларусь от 12.10.2010 № 48.

4. Оценка частоты тяжелого повреждения активной зоны реактора (для внешних исходных событий природного и техногенного характера): ТКП 566-2015. – Утв.

Постановлением Министерства по чрезвычайным ситуациям Респ. Беларусь от 28.04. 2015 №21.

5. Экологический бюллетень / Белгидромет [Электронный ресурс]. – Режим доступа: http://www.minpriroda.gov.by/ru/new\_url\_2108832364-ru.

6. Meteorological and Hydrological Hazards in Site Evaluation for Nuclear Installation: SSG-18. – Vienna, 2011.

7. Учет экстремальных метеорологических явлений при выборе площадок АЭС: руководство по безопасности № 50: SG–S11A / МАГАТЭ. – Вена, 1983.

8. Evaluation the reliability of Predictions made using Environmental Transfer models // Safety ser. № 100 / IAEA. – Vienna, 1989. – 106 p.

9. Смирнов, Н.В. Курс теории вероятностей и математической статистики / Н.В. Смирнов. – М.: Наука, 1965. – 506 с.

10. Румянцев, А.Н. Квантильная оценка неопределенностей ВАБ объектов атомной энергетики / А.Н. Румянцев // Атомная энергия. – 2006. – Т.101, вып. 3. – с. 167-176.

# С.С. САГАЙДАК

## ПСИХОФИЗИОЛОГИЧЕСКИЕ АСПЕКТЫ ТРЕНИНГА С БИОЛОГИЧЕСКОЙ ОБРАТНОЙ СВЯЗЬЮ ДЛЯ ПОВЫШЕНИЯ РАБОТОСПОСОБНОСТИ ПЕРСОНАЛА АЭС

Учреждение БГУ «Республиканский центр проблем человека» Минск, Беларусь e-mail: C181264@yandex.ru

В современной психологической практике тренинг рассматривается как целостная система методов психологической релаксации и мобилизации, систематически используемая для повышения работоспособности и результативности труда. В последние годы вновь повысился интерес к аутотренингу по Шульцу, прогрессивной мышечной релаксации по Джекобсону, оздоравливающему дыханию по Стрельниковой и т.п. Система биологической обратной связи (БОС) позволяет овладеть всеми этими навыками на объективно более высоком уровне. Использование компьютерных технологий для тренинга саморегуляции физиологических функций сделало эти процедуры более доступными и удобными для тренирование компьютерных технологий для тренирование компьютерных процедуры более соступными и удобными для тренирование компьютерных всеми за саморегование компьютерных технологий для тренинга саморегуляции физиологических функций сделало эти процедуры более доступными и удобными для тренирование компьютерных всеми за саморегование компьютерных всеми за саморегование компьютерных технологий для тренинга саморегование саморегование компьютерных технологий для тренинга саморегование доступными и удобными для тренирование компьютерных всеми за саморегование компьютерных всеми за саморегование соступными и удобными для тренирование компьютерных всеми за саморегование компьютерние компьютерние компьютерние

Биологическая обратная связь стала своего рода зеркалом, в котором можно объективно и разносторонне наблюдать, как человеческий организм реагирует на стресс. БОС отслеживает и дает обратную связь о том, каких успехов человек достигает в регулировании уровня стресса во время тренинга. Возможность одновременной аудиальной визуальной И индикации позволяет контролировать изменение психоэмоционального состояния, тренирующегося непосредственно во время занятий. Например, в момент напряжения мышц в наушниках слышно повышение звукового тона, в момент расслабления тон начинает понижаться, сообщая о явном релаксационном результате. Это дает непосредственное наглядное понимание того, какая техника работает на индивидуальном уровне, а какая недостаточно результативна.

БОС-тренинг показывает, каким образом человек может использовать сознание для непосредственного контроля над своим телом. Используя приборы с биологической обратной связью, сигналы нервной системы становятся доступны в осязаемой и измеримой форме. Таким образом, появляется объективная возможность незамедлительно произвести соответствующие тренинговые изменения для достижения необходимых результатов как релаксации, так и мобилизации.

Необходимо отметить, что до настоящего времени при разработке тренингов релаксации и мобилизации с использованием метода БОС не учитываются природно обусловленные параметры индивида. Один из самых значимых – профиль функциональных асимметрий полушарий головного мозга. Сущность функциональной асимметрии в обобщенном смысле заключается в том, что практически идентичные в морфологическом отношении парные органы проявляют различия в функциональном обеспечении активных форм поведения человека [1]. Функциональная асимметрия полушарий головного мозга обеспечивает прогноз поведенческих проявлений человека в различных условиях труда и реализацию адаптационных возможностей [2]. В БОСтренингах индивидуальные особенности функциональных асимметрий полушарий головного мозга проявляются в особом качественном восприятии тренинговых стимулов различной модальности: видео-, аудиосигналов либо полимодальной стимуляции. Таким образом, необходимо формировать различные методические аспекты тренинговых воздействий (прежде всего тренинга релаксации, стабилизирующего психоэмоциональное состояние) с учетом этой важнейшей нейропсихологической характеристики.

Например, индивиду может быть присуще достаточно строгое разделение функций между полушариями головного мозга и четкая последовательность их осуществления: сначала правое полушарие обрабатывает непосредственно полученные неречевые сигналы, формируя соответствующие образы и целостную картину происходящего, затем левое полушарие переводит информацию на речевой, логический, абстрактный уровень. Для эффективного приобретения навыка релаксации целесообразно начинать с образных стимулов. В качестве релаксационных техник показан совмещенный метод: при обучении релаксации формируемые образы закреплять словесными установками; стремиться к последовательному сокращению словесных установок, доведя до одного «куркового» слова. Такой же принцип показан и для мобилизации. Подойдут приемы классического аутотренинга. Рекомендуются систематические, распланированные, размеренноинтенсивные тренинговые воздействия.

Если у индивида нестрогое разделение функций между полушариями головного мозга, каждое из полушарий отвечает за восприятие как речевой, так и неречевой (зрительной, слуховой, обонятельной, осязательной и т.д.) информации, их обработка идет синхронно (процессы формирования образов и перевод на логический, абстрактный уровень не разделены). Наглядно-образное и словесно-логическое мышление синхронизированы. Усвоение информации эффективнее при активном использовании образов, ассоциаций, включении чувственной сферы. Для приобретения устойчивого навыка релаксации целесообразно использовать одновременно образные и словесные стимулы, параллельно воздействуя на образное восприятие, обоняние (например, успокаивающие травяные запахи), слух (музыка), тактильные анализаторы (ощущения теплоты, мягкости) с положительными эмоциональными воздействиями. В тренинговых воздействиях важно разнообразие стимулов и методов воздействия.

Наконец, возможна своеобразная организация работы мозга, когда основную работу выполняет левое полушарие, отвечая не только за речевые процессы, но и за несвойственные ему неречевые: обработку зрительных, слуховых, осязательных и других сигналов, которые обычно контролируются правым полушарием. Повышенная эмоциональная неустойчивость соседствует с эмоциональной негибкостью. В состоянии стресса могут наблюдаться неадекватность и парадоксальность поведенческих реакций. Рекомендуются индивидуальные формы и режимы психотренинга для систематического самостоятельного использования. В режиме тренингов (как релаксационных, так и мобилизационных) желательно не делать резких кардинальных изменений. Вероятно, для создания устойчивых навыков релаксации потребуется увеличить время и частоту проведения тренингов.

Кроме того, при создании эффективных тренингов с биологической обратной связью для обучения навыкам саморелаксации и самомобилизации необходимо учитывать тип высшей нервной деятельности по трем группам параметров: выносливость– чувствительность, уравновешенность–неуравновешенность с преобладанием процессов возбуждения или торможения, подвижность–инертность нервных процессов [3].

Так, представителям выносливого типа высшей нервной деятельности присуща высокая работоспособность, выносливость к длительным напряженным нагрузкам, помехоустойчивость к негативным факторам внешней среды, но при этом постепенный выход на пик рабочей активности. Рекомендуется режим активных тренинговых воздействий. При ЭТОМ желателен предварительный «разогрев»: нарастание интенсивности воздействия тренинговых стимулов вне зависимости от их модальности. В тренингового сеанса целесообразно возлействие полисенсорной конце кажлого стимуляции. Представителям чувствительного типа высшей нервной деятельности присуще быстрое вхождение в физиологически эффективный режим деятельности, но при этом с течением времени работоспособность также достаточно быстро снижается. Присуще как быстрое «выгорание», так и быстрое восстановление сил. Свойственна пониженная психоэмоциональная устойчивость к внешним стрессирующим факторам, повышенная внушаемость, обостренная чувствительность к своему состоянию. Рекомендуется режим концентрированного (по времени) активного тренинга с краткими перерывами на 2–3 минуты при ощущении усталости. Целесообразно уделить повышенное внимание подбору обстановки: максимальное уединение, комфортность окружения, ненавязчивость воздействий, их индивидуальное дозирование по интенсивности, модальности и продолжительности сеанса.

Индивидам с подвижностью нервных процессов присущ высокий темп усвоения новой информации. При этом быстро полученные навыки без систематического повторения могут быть частично утеряны. Свойственно быстрое реагирование на изменение ситуации, незатрудненный переход от одного вида деятельности к другому. Несмотря на кажущуюся легкость приобретения, для прочного закрепления навыков релаксации или мобилизации целесообразно их многократное повторение. Желательно наличие многоканальной обратной связи в процессе сеанса, что в БОС-тренинге реализуется аппаратурными измерениями динамики всех физиологических показателей (кардиоритм, частота и амплитуда дыхания, температура кожных покровов). Для индивидов с инертностью нервных процессов характерны системность, аккуратность, методичность при подготовке к деятельности; тщательное планирование с продумыванием всех деталей. Темп усвоения новой информации замедлен, но полученные знания и усвоенные навыки закрепляются прочно. При этом затруднено также быстрое реагирование на изменение ситуации. Ключевым аспектом результативного тренинга является тот факт, что для вхождения в результативный ритм релаксации либо мобилизации необходимо некоторое время. Быстрота обучения может достигаться при значительном напряжении волевых усилий, что в принципе противоречит релаксационному состоянию. Поэтому целесообразно осваивать навыки релаксации от к сеансу, постепенно с возвращением к освоенному, сеанса особенно при незапланированных длительных перерывах в обучении.

При наличии уравновешенности процессов возбуждения и торможения присуща оценки и воспроизведения пространственно-временных характеристик точность деятельности; имеются задатки эмоциональной стабильности. Индивид способен незатрудненно внутренне «включать» отработанные навыки релаксации и мобилизации (соответственно полученным умениям и навыкам) точно и адекватно ситуации. Неуравновешенность нервных процессов с преобладанием процессов возбуждения способствует увеличению числа внешних раздражителей в любых эмоционально значимых и потому напряженных условиях. Как следствие – проявления торопливости, преждевременности действий в стрессовой ситуации. Свойственно состояние чрезмерной возбужденности, нерезультативной активности, особенно при остром стрессе. Наиболее показан тренинг эмоциональной устойчивости и сохранения сосредоточенности в напряженной ситуации с использованием полимодальной стимуляции невысокой интенсивности, разумеется, с акцентом на выработке навыков релаксации. Неуравновешенность нервных процессов с преобладанием процессов торможения способствует потребности в принятии взвешенных решений, но проявляется она в продолжении анализа ситуации после ее завершения, эмоциональном «застревании» на ней. Это может давать предрасположенность к подавленному эмоциональному состоянию, особенно в ситуации хронического стресса. Тренинг с биологической обратной связью должен делать акцент на релаксации с элементами эмоциональной отстраненности и последующей мобилизацией для гармонизации психоэмоционального состояния.

Итак. индивидуальных особенностей описание в связи с базовыми нейропсихологическими И психофизиологическими характеристиками позволяет отметить, что почти у каждого параметра имеются как позитивные, так и негативные проявления (трудности) при проведении тренинговых воздействий. Современные тренинги позволяют использовать все многообразие стимуляции, но осуществляются по единообразным сценариям, фиксируя управляемые параметры (пульс, дыхание, температура верхних конечностей и т.п.). Между тем, учет индивидуальных врожденных особенностей может не только интенсифицировать процесс приобретения навыков саморегуляции психоэмоционального состояния, но и обеспечить его устойчивость во времени, незатрудненность использования в широком спектре стрессовых состояний.

Разработаны прогностические принципы эффективности восприятия тренинговых стимулов различной модальности (видео-, аудио-, полисенсорные) в соответствии с 36 симптомокомплексами нейропсихологических и психофизиологических характеристик: сочетания одной из трех групп индивидуального профиля функциональных асимметрий (строгое, нестрогое или своеобразное разделение функций между полушариями головного мозга) и 12 вариантов сочетаний параметров типа высшей нервной деятельности (выносливость-чувствительность нервной системы, подвижность-инертность И уравновешенность-неуравновешенность нервных процессов с преобладание процессов возбуждения или торможения). Наиболее важной характеристикой для эффективного тренинга является качественное восприятие информации, поскольку тренинг всегда основан на предъявлении стимулов определенной интенсивности и длительности (объема) по аудиальному и визуальному каналам или полимодально (задействованы оба канала одновременно). В табл. Содержится краткое описание специфики восприятия вида информации (канала воздействия) и ее объема в зависимости от природных характеристик индивида.

Природно обусловленная	Специфика восприятия
vanavranucruva	транингор их стимулор
Строгое разделение функций между полушариями мозга	Затруднено восприятие стимулов по аудиальному каналу, особенно объемных (интенсивных, длительных)
Нестрогое разделение функций между полушариями мозга	Эффективно воспринимаются разнообразные по объему и каналу подачи стимулы (моно- и полисенсорные)
Своеобразное функционирование полушарий мозга	Своеобразное, нестандартное восприятие любых стимулов; необходим индивидуальный подход с динамичной «подстройкой» под объективные показания функционального состояния
Выносливый тип нервной системы	Возможна длительная работа с большими объемами моно- и полисенсорных стимулов
Чувствительный тип нервной системы	Большой объем стимулов способствует быстрому накоплению усталости
Подвижность нервных процессов	Результативная работа со всеми видами стимулов (по объему и каналу воздействия)
Инертность нервных процессов	Замедлено воздействие полимодальных стимулов и особенно аудиальных.
Уравновешенность нервных процессов	Эффективно восприятие моно- и полисенсорных стимулов
Неуравновешенность с преобладанием процессов возбуждения	Интенсивные и длительные стимулы (особенно полимодальные) провоцируют возбудимость
Неуравновешенность с преобладанием процессов торможения	Полимодальные стимулы воспринимаются замедленно, необходимо увеличить их длительность

Таблица. Восприятие тренинговых стимулов в соответствии с природно обусловленными характеристиками инливила

Прогнозируя эффективность тренинга, необходимо учитывать, что каждый симптомокомплекс содержит в себе специфику отдельных характеристик, причем они могут как усиливать друг друга (быть схожими по проявлениям), так и ослаблять (противоположные). Самая высокая эффективность тренинговых возлействий прогнозируется для симптомокомплекса с нестрогим разделением функций между полушариями головного мозга, с подвижностью и уравновешенностью нервных процессов вне зависимости от показателя выносливости-чувствительности нервной системы. Ниже по прогнозной успешности тренинговых воздействий располагается симптомокомплекс строгого разделения функций между полушариями головного мозга, с подвижностью и уравновешенностью нервных процессов, но уже в зависимости от выносливости-чувствительности нервной системы показателя (для выносливых эффективность выше, чем для чувствительных). Необходимо отметить, что для строгого разделения функций между полушариями мозга очень значим показатель подвижностиинертности нервных процессов: для симптомокомплекса индивидов со строгим разделением функций, выносливых, уравновешенных, с подвижностью нервных процессов прогнозная эффективность тренингов выше, чем с инертностью нервных процессов. Если же к инертности вместо выносливости прибавляется чувствительность нервной системы, то прогноз эффективности тренинговых воздействий снижается еще больше.

Необходимо отметить, что низкий прогнозный показатель не означает, что тренинги проводить нецелесообразно, поскольку они будут осуществляться с достаточно низкой результативностью. Освоить релаксационные методы возможно при наличии любого симптомокомплекса природно обусловленных характеристик. Речь идет об индивидуальном подходе: о прогнозных затратах времени, необходимости наличия опыта у инструктора-психофизиолога. Целесообразно также периодически возобновлять работу с обучающим инструктором-психофизиологом для упрочения навыков релаксации и мобилизации.

Прогноз эффективности тренингов при рассмотрении полимодального канала стимуляции (классический БОС-тренинг) нивелирует позитивную специфику влияния различных видов тренинговых стимулов на отдельные параметры природно обусловленного индивидуального симптомокомплекса. И наоборот, при учете всех особенностей (при индивидуальном подходе) прогнозная эффективность тренингов резко повышается. Так, прогнозная эффективность тренинговых воздействий может достигать максимума для представителей строгого разделения функций между полушариями головного мозга, выносливых, с подвижностью и уравновешенностью нервных процессов, если использовать визуальный канал стимуляции. Та же максимальная прогнозная эффективность тренинговых воздействий возможна при полимодальной стимуляции для индивидов – обладателей нестрогого разделения функций между полушариями головного мозга, выносливых, с подвижностью и уравновешенностью нервных процессов. Поэтому целесообразно экспериментально оценивать индивидуальные, природно обусловленные особенности реагирования на тренинговые стимулы определенной модальности, связанные с каналом восприятия.

С целью объективной оценки индивидуальных особенностей реагирования на тренинговые стимулы определенной модальности на основе базы комплексных тестовых данных персонала АЭС разработан алгоритм формирования тренинговых групп. Важнейшими его аспектами являются:

создание одинаковых условий для процедуры обследования (одинаковое время дня, шумоизолированное место, стандартизованный письменный инструктаж перед каждым этапом измерений, базовая комплектация датчиков, единая система и шкала измерительных величин, одни и те же стимулы в одной и той же последовательности); проведение психодиагностического и тренингового этапов исследования в интервале 1-3 дней, что минимизирует влияние ритмологических сезонно-суточных воздействий;

использование в качестве объективных критериев оценки эффективности воздействия тренинговых стимулов физиологических параметров (динамики пульса, частоты дыхания и температуры кожных покровов), взятых с одних и тех же точек тела испытуемых;

соотнесение полученных индивидуальных физиологических показателей релаксации с базовыми природно обусловленными характеристиками, предопределяющими особенности психоэмоционального состояния, адекватность реакции в стрессовой ситуации, работоспособность как в условиях монотонии, так и при экстремальных нагрузках, что в совокупности имеет отношение к функциональной надежности персонала АЭС.

Изложенный алгоритм проведения измерительной процедуры позволит индивидуальным образом подобрать наиболее эффективный способ релаксационных воздействий объективно обоснованным способом (по И результатам диагностики) психофизиологической комплектовать группы для проведения релаксационных тренингов саморегуляции психоэмоционального состояния персонала АЭС.

#### Список использованных источников

1. Доброхотова, Т.А. О языке описания функциональной асимметрии / Т.А. Доброхотова, Н.Н. Брагина // Актуальные вопросы функциональной межполушарной асимметрии. – М.: НИИ мозга РАМН, 2003. – С. 110-117.

2. Реброва, Н.П. Функциональная межполушарная асимметрия мозга человека и психические процессы / Н.П. Реброва, М.П. Чернышева. – СПб : Речь, 2004. – 96 с.

3. Ильин, Е.П. Дифференциальная психофизиология. – 2-е изд., перераб. И доп. / Е.П. Ильин. – СПб: Питер, 2001. – 454 с.

### ГУРКО О.Б.

## АНАЛИЗ УЯЗВИМОСТИ ЯДЕРНОГО ОБЪЕКТА ДЛЯ СОЗДАНИЯ ЭФФЕКТИВНОЙ СИСТЕМЫ ФИЗИЧЕСКОЙ ЗАЩИТЫ

Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны НАН Беларуси Минск, Беларусь e-mail: gurko@sosny.bas-net.by

Основной целью проведения анализа уязвимости ядерно-опасного объекта является определение внутренних и внешних угроз и вероятных способов их осуществления, определение моделей нарушителя, а также выявление уязвимых мест ядерной установки, пунктов хранения ядерных материалов и технологических процессов использования и хранения ядерных материалов для последующего создания на основании полученных результатов эффективной системы физической защиты. Результаты анализа уязвимости ядерно-опасного объекта используются для создания и совершенствования его системы физической защиты.

Анализ уязвимости проводится для всех действующих ядерно-опасных объектов, в том числе при модернизации систем физической защиты, в процессе технического перевооружения действующих ядерно-опасных объектов, а также при создании систем физической защиты для вновь строящихся и реконструируемых охраняемых объектов.

Администрация организаций должна проводить анализ уязвимости в следующих случаях:

изменение угрозы на государственном и региональном уровнях, что определяется соответствующими компетентными органами;

изменение внешней угрозы на местном уровне и внутренней угрозы;

изменение условий эксплуатации ядерных установок, технологии производств, условий использования и хранения ядерных материалов, состояния оборудования;

реконструкция объекта (расположенных на нем ядерных установок, пунктов хранения ядерных материалов, зданий, сооружений, помещений, выполнение ремонтных работ).

При проведении анализа уязвимости необходимо в установленном порядке выполнять требования по защите сведений, составляющих государственную тайну, иной информации с ограниченным доступом.

Анализ уязвимости осуществляется по этапам:

создание рабочей группы;

разработка плана (программы) проведения анализа;

сбор информации для проведения анализа;

описание ядерно-опасного объекта;

определение уязвимых мест ядерных установок и пунктов хранения ядерных материалов;

определение угроз;

определение модели нарушителя;

оформление результатов анализа.

Состав рабочей группы и кандидатура ее руководителя, задачи рабочей группы и сроки проведения работ утверждаются приказом руководителя объекта.

В состав рабочей группы, как правило, включаются специалисты:

аналитических подразделений службы безопасности;

по проектированию объекта и систем физической защиты;

в области технологии объекта;

в области защиты информации, физической защиты, ядерной, радиационной, технической (технологической), пожарной безопасности, учета и контроля ядерных материалов;

представители сил охраны.

Для проведения анализа уязвимости рабочая группа должна собрать необходимую информацию:

географические, природные, топологические, этнические, культурные особенности в районе территориального расположения объекта;

основные характеристики объекта, а также производимых, используемых и хранящихся ядерных материалов, и радиоактивных отходов;

особенности эксплуатации ядерных установок, пунктов хранения ядерных материалов и отходов, технологических линий и процессов;

виды и характеристики потенциальных угроз и способов их реализации на обследуемом объекте;

характеристики персонала, его полномочия по работе с предметами физической защиты.

При сборе информации о внешней угрозе необходимо, в частности, учитывать следующие факторы:

криминогенная обстановка (уровень преступности и характер преступлений);

политическая и экономическая ситуация;

социальные условия;

особенности, связанные с населением (численность, этнические, культурные особенности, наличие и направленность неформальных организаций, движений, групп и т.п.);

отношение местного населения к ядерно-опасному объекту;

информированность местного населения о степени безопасности объекта;

наличие организованных групп и организаций вблизи объекта, их численность, цели и намерения;

случаи агрессивного проявления недовольства;

действия администрации ядерно-опасного объекта по связям с общественностью.

Особое внимание необходимо обращать на экстремистов и лиц, имеющих техническую, военную подготовку и опыт, и бывших сотрудников ядерно-опасного объекта.

При сборе информации о внутренней угрозе необходимо учитывать:

результаты проверки (в том числе тестирования по специально разработанным методикам) персонала на надежность, психологическую совместимость и другие психологические особенности;

уровень и регулярность выплаты зарплаты;

психологический климат в подразделениях;

социальные условия;

условия труда.

Необходимо обращать особое внимание на лиц, имеющих доступ к ядерным материалам, ядерным установкам и к системе физической защиты.

Сбор информации об угрозе необходимо производить как на местном (в районе объекта) и региональном, так и на государственном и международном уровнях.

#### Источниками информации могут являться:

специализированные организации;

средства массовой информации;

различные публикации.

Информация для оценки угрозы может также поступать от других источников. Различные научно-исследовательские, академические, производственные, коммерческие и

другие организации в процессе взаимных встреч и обсуждений затрагивают также и вопросы безопасности (предотвращения несанкционированных действий).

В связи с этим может быть создана система сравнения подходов к решению проблемы изучения угрозы на местном, региональном, государственном, международном уровнях, а также система взаимодействия и обмена соответствующей информацией.

Обширная информация, относящаяся к угрозе, может быть получена в результате тщательного поиска в текущей литературе. Информацию можно получать, например, от информационных агентств, из местных газет, журналов, выпусков новостей, передаваемых по радио и телевидению, из различных публикаций по специальной тематике.

Кроме того, соответствующую информацию можно получать из компьютерных баз данных различных организаций, которые способны облегчить нахождение информации об угрозе.

Описание ядерно-опасного объекта проводится с целью определения и тщательного изучения основных характеристик и особенностей охраняемого объекта, и находящихся на нем ядерных материалов, ядерных установок и пунктов хранения ядерных материалов для того, чтобы установить конкретные для данного объекта предметы физической защиты, степень их опасности и привлекательности для потенциального нарушителя.

При этом следует учитывать, что одна и та же характеристика может создавать разную привлекательность ядерного материала для потенциального нарушителя с точки зрения совершения диверсии и хищения. Например, высокая радиоактивность способна снизить привлекательность ядерного материала для хищения вследствие угрозы жизни нарушителя, в то же время она может повысить его привлекательность для совершения диверсии ввиду опасности последствий для персонала, населения и окружающей среды.

Определяя уязвимые места охраняемого объекта, необходимо исходить, прежде всего, из местонахождения предметов физической защиты. Этот процесс позволяет определить, что именно нужно защищать.

Уязвимыми местами ядерно-опасного объекта с точки зрения возможности хищений ядерных материалов будут являться различные места их хранения, использования и перемещения внутри охраняемых зон.

Местонахождение ядерных материалов обычно более очевидно для конкретного ядерно-опасного объекта по сравнению с расположением уязвимых мест ядерных установок.

Если принимаются меры по предотвращению диверсий в отношении ядерных установок, то тогда необходимо производить выявление элементов, подлежащих защите, так как повреждение какого-либо одного случайно выбранного элемента или нескольких элементов может не привести к существенному радиоактивному выбросу. Процесс выявления необходимых элементов является длительным и сложным и требует привлечения большого числа разных специалистов.

Выбор группы элементов, подлежащих физической защите (уязвимых мест ядерных установок), направлен на максимальное снижение сложности и стоимости системы физической защиты, которая должна защищать как можно меньшее число элементов (т.е. только необходимых элементов), обеспечивая при этом ее высокую эффективность (высокую вероятность нейтрализации нарушителей) с учетом существующих ограничений (финансовых, технологических и др.).

В то же время количество защищаемых элементов должно быть полным (никакие важные элементы не должны быть упущены), их защита должна полностью предотвращать опасные последствия независимо от повреждения элементов, не включенных в защищаемую группу.

Рабочая группа определяет уязвимые места ядерных установок и пунктов хранения, в отношении которых может быть совершена диверсия, и элементы системы физической

защиты, преодолевая которые нарушитель с наибольшей вероятностью может совершить хищение ядерных материалов или диверсию.

Рассматривая угрозы для ядерно-опасного объекта, связанные с преднамеренной целенаправленной деятельностью человека-нарушителя (нарушителей) против охраняемого объекта, их можно разделить на внешние, внутренние и комбинированные.

В общем случае следует предполагать, что нарушители, как внешние, так и внутренние, обладают высокой степенью информированности об особенностях ядерноопасного объекта и его системы физической защиты.

Внутренние нарушители опасны также тем, что они имеют высокую профессиональную квалификацию, могут обладать не только знанием уязвимых мест ядерных установок и системы физической защиты, но и имеют право доступа к ним и соответствующей информации.

Исходя из целей проведения анализа уязвимости ядерно-опасного объекта, в основном рассматриваются только те вероятные способы осуществления угроз, с помощью которых реализуются возможности внешних и внутренних нарушителей по совершению хищений ядерных материалов, диверсий в отношении ядерных установок, ядерных материалов и пунктов их хранения.

К вероятным способам осуществления угроз ядерно-опасному объекту со стороны внешних нарушителей можно отнести следующие:

нападение и проникновение на объект группы террористов с использованием любых возможных транспортных средств, оружия, взрывчатых и зажигательных веществ;

проникновение группы (толпы) экстремистски настроенных противников атомной энергетики или других видов ядерной деятельности (антиядерных экстремистов) с целью занять ядерную установку и совершить несанкционированные действия в связи с выдвижением политических, экономических или экологических требований;

повреждение ими жизненно важных для предприятий сооружений и оборудования, расположенных за пределами защищенной зоны, способное привести к опасным радиационным последствиям;

дистанционный вывод из строя различных электронных систем и систем связи.

Вероятными результатами осуществления угроз ядерно-опасному объекту со стороны внутренних нарушителей может быть следующее:

хищение ядерных материалов;

несанкционированное перемещение ядерных материалов, в том числе с использованием своих полномочий, с целью последующего его хищения;

рассеяние ядерных материалов, в том числе с помощью взрыва;

повреждение персоналом охраняемого объекта оборудования, устройств или какоголибо их элемента, способное привести к опасным радиационным последствиям;

вмешательство в работу вычислительной техники, участвующей в управлении работой ядерной установки, или инженерно-технических средств, входящих в состав системы физической защиты;

вывод из строя или изменение заданных параметров используемых технических средств системы физической защиты любыми способами;

воздействие на технические средства.

Вышеуказанные результаты воздействий не являются исчерпывающими, они могут дополняться исходя из специфики конкретного объекта и особенностей его территориального расположения.

При определении угроз и моделей потенциального нарушителя обычно не представляется возможным оценить и проверить все варианты и его возможности, поэтому необходимо принимать определенные предположения и допущения в отношении вида и степени угроз. От угроз и степени их опасности, а также от принимаемых допущений зависят требования к системе физической защиты, оценка ее стоимости, расчет численности охраны, требования ко времени реагирования, определение степени достаточности и эффективности принимаемых мер и другие факторы.

Проблема определения угрозы, особенно в ядерной сфере, заключается в недостаточном количестве статистических данных о преступлениях в отношении ядерных материалов и ядерных установок в связи с отсутствием случаев диверсий и небольшим числом хищений, поэтому важно собрать как можно больше информации об угрозах из всех возможных источников. При этом следует рассматривать различные факторы и обстоятельства, характерные для конкретного ядерно-опасного объекта и других объектов в близлежащей местности.

Основным фактором в определении угрозы является выявление потенциальных нарушителей, изучение их намерений и возможностей.

Процесс определения угроз и модели нарушителя включает:

анализ общей угрозы и общей модели нарушителя;

экспертную оценку полноты и достаточности общей угрозы и общей модели нарушителя для конкретного ядерно-опасного объекта с учетом его особенностей;

экспертную оценку необходимости включения в модель нарушителя для конкретного ядерно-опасного объекта (и исключения из нее) дополнительных угроз, характеристик нарушителей, способов реализации угроз, других необходимых факторов;

обоснование, оформление, согласование и утверждение перечня угроз и модели нарушителя для конкретного ядерно-опасного объекта.

Потенциальные угрозы должны быть определены по отношению к каждому конкретному выявленному предмету физической защиты.

Выводы о потенциальных угрозах и криминогенной обстановке вокруг объекта должны быть сформулированы в соответствии с информацией, предоставленной рабочей группе территориальными органами.

Определяя общую модель нарушителя, целесообразно рассматривать следующие составляющие:

типы (категории) нарушителей, которые могут воздействовать на объект;

цели, которые могут преследовать нарушители каждой категории;

мотивацию действий нарушителей каждой категории;

возможный численный состав нарушителей;

используемые технические средства;

уровень осведомленности о ядерно-опасном объекте, его уязвимых местах и системе физической защиты;

уровень технической квалификации и подготовленности к совершению противоправных акций;

тактические приемы и способы действий нарушителей в различных условиях обстановки.

Рассматривая нарушителей, можно выделить следующие типы (категории):

террористы;

антиядерные экстремисты;

агрессивно настроенный персонал ядерно-опасного объекта;

сотрудники, принуждаемые к содействию внешними нарушителями путем подкупа, шантажа или угроз применения силы;

сотрудники, имеющие преступные наклонности;

психически неуравновешенные люди, а также люди, подверженные «радиофобии», т.е. боязни всего, что связано с радиоактивностью, что может подтолкнуть их к пособничеству нарушителям.

К целям, которые могут преследовать нарушители, можно отнести:

хищение ядерных материалов;

диверсию в отношении ядерных материалов, ядерных установок, пунктов хранения ядерных материалов;

захват заложников, захват ядерных установок, ядерных материалов с целью выдвижения требований путем угрозы совершения несанкционированных действий;

воспрепятствование нормальной деятельности ядерно-опасного объекта;

хищение конфиденциальной информации о системе физической защиты и ее предметах.

Мотивы, которые могут побудить потенциальных нарушителей к совершению преступных действий в отношении ядерных материалов и ядерных установок, можно разделить на следующие:

политические (идеологические);

экономические (получение материальной выгоды);

экологические;

личные.

Идеологические мотивы связаны с политической или философской системой, ими руководствуются террористы, антиядерные экстремисты и определенные группы религиозных фанатиков.

Экономические мотивы вызваны неудовлетворенностью уровнем зарплаты и связаны с желанием получения финансовой выгоды. Ядерные материалы могут рассматриваться в качестве предметов для совершения хищения с целью продажи, получения выкупа или угрозы их несанкционированного применения.

Экологические мотивы связаны с выдвижением требований о прекращении ядерной деятельности.

Личные мотивы связаны со специфическими обстоятельствами, характерными для отдельных лиц, и могут быть вызваны отношениями в коллективе, социальными и другими причинами.

Для проникновения в охраняемые зоны внешние нарушители могут использовать:

вооружение, взрывчатые и зажигательные вещества, специальные инструменты и снаряжение, транспортные средства (летательные аппараты, автомобили, плавсредства), другое оборудование;

финансовые средства для подкупа внутренних нарушителей;

содействие со стороны внутренних нарушителей;

недостатки в системе физической защиты.

Следует учитывать, что террористы имеют высокий уровень технической грамотности, опыта и оснащенности.

Тактика действий нарушителей при проникновении в охраняемые зоны может быть следующей:

насильственная – с применением насилия по отношению к людям и (или) с повреждением инженерно-технических средств;

обманная – с попыткой создать видимость санкционированности действий путем использования поддельных документов, ключей, идентификаторов личности и т.п.;

скрытая – когда нарушитель стремится остаться незамеченным;

комбинированная – различные сочетания вышеуказанных видов тактики.

Следует ожидать, что в процессе своих действий нарушитель будет применять любую тактику, повышающую его шансы на успешное выполнение поставленной задачи.

Общая модель нарушителя включает пять обобщенных типов потенциальных нарушителей.

Модель нарушителя для конкретного ядерно-опасного объекта должна:

основываться на общей модели нарушителя и может иметь разную степень детализации;

максимально учитывать особенности ядерно-опасного объекта;

содержать максимально исчерпывающие сведения о возможных действиях нарушителей с учетом принятых для данного объекта угроз.

Для получения оценок степени возможности использования нарушителями каждой категории способов действий могут применяться специальные модели и методики на основе экспертных оценок.

Для конкретных ядерно-опасных объектов допустимо исключать из рассмотрения некоторые маловероятные характеристики и способы действий нарушителей. При этом такое исключение должно быть обосновано и должно быть четко указано, какие характеристики и способы действий исключаются из рассмотрения для данного ядерно-опасного объекта и на каких основаниях.

При определении модели нарушителя и проектной угрозы следует ориентироваться на максимально возможную угрозу для данного объекта.

В результате анализа уязвимости должны быть определены первичные события, совершая которые внешние и внутренние нарушители реализуют потенциальные угрозы. Топологическое расположение мест совершения первичных событий должно быть занесено на схему объекта.

Результаты анализа уязвимости должны содержать:

полный перечень предметов физической зашиты и их местонахождений;

перечень угроз;

вероятные способы осуществления угроз и модель нарушителя;

формулировку угрозы для конкретного ядерно-опасного объекта, которой он должен противостоять;

предложения по согласованию мер физической защиты; ядерной, радиационной, технической (технологической), пожарной безопасности; учета и контроля ядерных материалов, информационной безопасности;

порядок контроля за проведением и использованием результатов анализа.

Результаты анализа оформляются в виде отчета, который подписывается руководителем рабочей группы, согласовывается с руководителем службы безопасности и утверждается руководителем ядерно-опасного объекта.

Результаты анализа являются исходными данными для создания и совершенствования системы физической защиты.

УДК 620.9:662.92; 658.264; 621.1.016; 621.039.5

## А.Е. СИНКЕВИЧ

## ВЛИЯНИЕ ОКРУЖАЮЩЕЙ СРЕДЫ НА РАБОТУ ОСНОВНОЙ СИСТЕМЫ ОХЛАЖДАЮЩЕЙ ВОДЫ ЭНЕРГЕТИЧЕСКОГО БЛОКА БЕЛОРУССКОЙ АЭС

#### Объединённый институт энергетических и ядерных исследований –Сосны НАН Беларуси Минск, Беларусь e-mail:7Sin AE@gmail.com

Основная система охлаждающей воды (PA) предназначена для подачи охлаждающей воды на конденсаторы турбины и отвода нагретой воды для охлаждения на градирню во всех режимах нормальной эксплуатации [1].

Температурные условия по охлаждающей воде в конденсаторе обеспечиваются работой испарительной градирни. Градирня – это устройство для охлаждения большого количества воды направленным потоком атмосферного воздуха. Процесс охлаждения происходит за счёт испарения части воды при стекании её тонкой плёнкой или каплями по специальному оросителю, вдоль которого в противоположном движению воды направлении движется поток воздуха обеспечиваемый силой тяги башни.

В табл. 1 представлены среднемесячные, максимальные и минимальные значения температур воздуха на протяжении года.

Ι	Π	III	IV	V	VI	VII	VIII	IX	Х	XI	XII	Год
				Cpe	едняя м	есячна	я и год	цовая				
-6,6	-6,6 -6,2 -2,2 5,0 12,1 15,3 17,0 16,7 11,2 5,8 0,4 -4,1 5,4											5,4
	Абсолютный максимум											
10,7	13,6	18,8	27,6	31,2	31,4	34,6	34,2	31,1	23,0	15,6	9,6	34,6
	Абсолютный минимум											
-37,3	_ 39,8		_ 15,7	-5,7	0,1	3,4	-0,7	-4,9	_ 16,3	-22,7	-32,4	-39,8

Таблица 1. Температура воздуха в течение года, °С

Из табл. 1 видно, что средняя многолетняя температура воздуха самого холодного месяца января равна —6,6 °C, самого теплого месяца (июля) 17,0 °C. Абсолютный максимум приходится на июль и составляет 34,6 °C.

Параметры влажности воздуха приведены в табл. 2. Холодному периоду года свойственны высокая влажность воздуха, которая во все месяцы превышает 80 %.

Таблица 2. Влажность воздуха, %

							110	,				
Ι	II	III	IV	V	VI	VII	VIII	IX	Х	XI	XII	Год
	Относительная влажность воздуха											
88	86	84	75	69	72	75	77	82	86	90	91	81
	Относительная влажность в 15 ч самого холодного и самого теплого месяцев											
84						61						

Из табл. 2 следует, что влажность самого холодного месяца в 15 ч составила 84 %, а самого тёплого – 61 %.

На Белорусской АЭС предусмотрена на один энергоблок одна градирня площадью орошения 11400 м<sup>2</sup> [2]. Система запроектирована из условия обеспечения потребителей охлаждающей водой с температурой не менее 10 °С зимой и не более 33 °С летом. При расчёте градирен номинальное значение отвода тепла в атмосферу принято равным 1720 Гкал/ч, что соответствует 2000 МВт [3].

Анализ работы испарительной градирни проведен ОАО «СПб АЭП» [2]. Показано, что среднегодовая температура охлаждающей воды в среднем по метеоусловиям года в системе определена равной 19,3 °C, максимальная (июль) – 26,6 °C.

Данные, приведенные в отчете [2], позволяют определять для испарительной градирни Белорусской АЭС температуру охлаждённой воды  $t_2$  в зависимости от температуры воздуха по сухому термометру  $\theta_1$  и его относительной влажности  $\varphi_1$ , плотности орошения  $g_{x}$  и температурного перепада  $\Delta t$ .

На рис. 1 приведены результаты расчёта влияния температуры окружающей среды на производительность градирни при различных тепловых нагрузках.

Из этих данных видно, что с увеличением температуры окружающей среды растёт и температура воды в градирне. При номинальной тепловой нагрузке и температуре наружного воздуха 5 °C температура воды в градирне составляет 20,3 °C, а при температуре наружного воздуха 20 °C соответствующая температура воды равна 27,9 °C.



Рис. 1. Зависимость температуры воды на выходе из градирни от тепловой нагрузки при различных температурах наружного воздуха

В табл. 3 приведены результаты расчёта температуры воды в градирне при экстремальных условиях. На основании этих расчётов, когда абсолютный максимум температуры окружающего воздуха равен 34,6 °С (абсолютный максимум для площадки и 30-км зоны АЭС), получено, что для номинальной тепловой нагрузки (Q = 2000 MBT) температура воды в градирне составляет 35,13 °C, что не удовлетворяет условию

ограничения максимальной температуры воды 33 °С. Чтобы обеспечить данное условие (T≤ 33 °C), как видно из результатов расчёта (табл. 3), при максимальной температуре окружающей среды 34,6 °С потребуется снижение тепловой мощности на градирне примерно до 1400 МВт, что соответствует 70 % от номинальной мощности градирни.

$t^{\scriptscriptstyle BO3d.}_{\scriptscriptstyle OX7.},\ C$	<i>φ</i> , %	К	Q, MBm	$\Delta t_{\scriptscriptstyle  m  eta},~ {}^{\circ}\!\!{}^{\circ}\!\!{}^{\circ}\!\!{}^{\circ}$	g, м <sup>3</sup> /(м <sup>2</sup> ·ч)	q, кВт/м <sup>2</sup>	$t_{2p}, \ {}^{\circ}\!\!C$	$t_{ex}, \ \mathcal{C}$
1	2	3	4	5	6	7	8	9
		0,6	1200	6,89		105,3	32,86	39,75
		0,7	1400	8,04		122,8	33,42	41,46
24.6 61.6	61.0	0,8	1600	9,19	12.16	140,4	33,99	43,18
54,0	01,0	0,9	1800	10,34	13,10	157,9	34,54	44,88
		1,0	2000	11,49		175,4	35,13	46,61
		1,1	2200	12,63		193,0	35,73	48,36
		0,6	1200	6,89		105,3	30,73	37,63
		0,7	1400	8,04		122,8	31,31	39,35
22.5	50.0	0,8	1600	9,19	12.16	140,4	31,89	41,08
52,5	50,0	0,9	1800	10,34	13,10	157,9	32,45	42,79
		1,0	2000	11,49		175,4	33,03	44,52
		1,1	2200	12,63		193,0	33,61	46,25
		0,6	1200	6,89		105,3	28,95	35,84
		0,7	1400	8,04		122,8	29,54	37,58
26.5	665	0,8	1600	9,19	12.16	140,4	30,14	39,32
20,3	00,5	0,9	1800	10,34	15,10	157,9	30,70	41,04
		1,0	2000	11,49		175,4	31,28	42,76
		1,1	2200	12,63		193,0	31,84	44,47
		0,6	1200	6,89		105,3	23,89	30,79
		0,7	1400	8,04		122,8	24,65	32,69
17.0	75.0	0,8	1600	9,19	12.16	140,4	25,31	34,50
17,0	73,0	0,9	1800	10,34	13,10	157,9	25,94	36,28
		1,0	2000	11,49		175,4	26,54	38,03
		1,1	2200	12,63		193,0	27,15	39,78

Таблица 3. Результаты расчёта характеристик градирни при особых условиях (расход охлаждающей воды 150000 м<sup>3</sup>/ч)

Результаты расчёта, приведенные в табл. 3, подтверждают значение максимальной [3] температуры воды в градирне, равное 33 °C, на номинальном режиме при температуре наружного воздуха 32,5 °C и его влажности 50 %.

Для варианта с максимальной среднемесячной температурой воздуха 26,5 °C температура воды в градирне составит 31,3 °C.

Максимальная среднемесячная температура воды в градирне согласно [2] определена равной 26,6 °С (для июля месяца). В табл. 3 приведены расчёты, которые подтверждают значение данной температуры воды 26,6 °С при среднемесячной температуре воздуха (июль) 17 °С и влажности 75%.

Конденсационная установка состоит из четырёх конденсаторов [1], которые объединены в две группы (по два конденсатора в каждой группе, вдоль вала турбоагрегата – до и после цилиндра высокого давления).

В материалах ПООБ [4] приведена общая поверхность конденсатора, равная 101000 м<sup>2</sup>, поверхность теплообмена одного из четырёх конденсаторов составляет 25250 м<sup>2</sup>, общее число труб в конденсаторе – 80000 шт., а число труб на один аппарат – 20000

шт., проходное сечение для воды – 11,114 м<sup>2</sup>, проходное сечение для воды на весь конденсатор – 22,228 м<sup>2</sup>.

Для осуществления систематического эксплуатационного контроля за работой конденсационной установки необходимо располагать нормативными характеристиками [5], определяющими зависимость показателей её работы от указанных режимных условий. Сопоставление фактических и нормативных показателей позволяет выявить неполадки в работе конденсационной установки.

При испытаниях конденсатора определяются [5] опытные значения среднего коэффициента теплопередачи по формуле

$$K_{
m on} = D_2 \Delta h / (F \delta t_{
m cp}),$$

где  $\delta t_{cp}$  – средняя логарифмическая разность температур.

Отношение фактического коэффициента теплопередачи  $K_{on}$  к расчетному  $K_p$  [6] характеризует состояние конденсационной установки. Малые значения  $K_{on}/K_p = 0,4-0,6$  свидетельствуют о неудовлетворительной работе конденсационной установки и необходимости отыскания и устранения причин этого.

На рис. 2 представлена зависимость минимального температурного напора в конденсаторе при различных значениях расхода пара  $D_2$  и температуры охлаждающей воды  $t_{16}$ . Из рис. 2 видно, что температурный напор на выходе из конденсатора увеличивается с ростом паровой нагрузки. Увеличение температуры охлаждающей воды приводит к снижению температурного напора. Так, при номинальном значении паровой нагрузки и изменении температуры охлаждающей воды от 10 до 25 °C температурный напор изменяется от 3,54 до 2,12 °C.



Рис. 2 – Минимальный температурный напор в конденсаторе в зависимости от паровой нагрузки и температуры охлаждающей воды на входе в конденсатор

Представленные на рис. 3 данные характеризуют изменение температуры и давления в конденсаторе. Так, понижение температуры от 25 до 10 °C при номинальном

расходе охлаждающей воды приводит к понижению температуры конденсации от 38,45 до 24,75 °C, что в свою очередь приводит к понижению давления в конденсаторе от 6,79 до 3,12 кПа.

Рост давления в конденсаторе приводит к снижению мощности турбины. Результаты расчетов показывают, что при давлении в конденсаторе 0,045 ата и ниже отсутствует снижение мощности турбины. Увеличение давления в конденсаторе до 0,088 атак при номинальном расходе и температуре воды на входе 30 °C приводит к недовыработке мощности 30 МВт.



Рис. 3. Давление в конденсаторе в зависимости от паровой нагрузки и температуры охлаждающей воды

Кроме рассмотренных вариантов представляет интерес поведения основных параметров конденсационной установки в некоторых определенных проектных точках работы системы охлаждения энергоблока.

В табл. 4 представлены результаты расчета для номинального режима основных параметров конденсатора при некоторых характерных значениях температур воды на входе.

В колонке 1 табл. 4 приведены наименования рассматриваемых параметров. В колонке 2 представлен режим, соответствующий максимальной температуре охлаждающей воды на входе в конденсатор 33 °C [3]. Максимальная температура воды на входе в конденсатор приводит к температуре насыщения в конденсаторе 46,4 °C, что в свою очередь приводит к повышению давления в конденсаторе до 10,28 кПа. Снижение мощности турбины при этом составит 44,2 МВт. В колонке 3 (табл. 4) приведен режим, соответствующий максимальной температуре воды [1,2] (июль месяц), равной 26,6 °C. Такая температура воды на входе в конденсатор характерна, когда охлаждающий воздух в градирне соответствует температуре 17 °C при влажности 75 %.

Таблица 4. Результаты расчета основных параметров конденсационной установки при характерных исходных температурах охлаждающей воды

Наименование параметра	<b>№</b> 1	<u>№</u> 2	N <u></u> 23	<u>№</u> 4
1	2	3	4	5
Температура воды на входе в	33	26,6	21,5	19,3
конденсатор				
Температура воды на выходе из	44,57	38,13	33	30,8
конденсатора				
Коэффициент теплопередачи,	3437	3370	3226	3138
Вт/м <sup>2</sup> К				
Минимальный температурный	1,79	1,89	2,09	2,22
напор, °С				
Температура насыщения в	46,37	40,01	35,09	33,01
конденсаторе, °С				
Давление в конденсаторе, Кпа	10,28	7,38	5,65	5,03
Снижение мощности турбины,	44,2	16,2	4,9	2,0
МВт				

В этом случае давление в конденсаторе увеличивается до 7,38 кПа при температуре насыщения в конденсаторе, равной 40 °C. Снижение мощности турбины при этом составляет 16,2 МВт.

В колонке 4 (табл. 4) приведены параметры, соответствующие режиму гарантийных испытаний [4], когда температура охлажденной воды на входе в конденсатор равна 21,5 °C. Расчетное давление в конденсаторе составило 5,65 Кпа, что близко к проектному значению 5,5 Кпа [4]. Температура насыщения в конденсаторе при этом составила 35,09 °C. Снижение мощности турбины равно 4,9 МВт.

В колонке 5 (табл. 4) приведены параметры режима, соответствующего среднегодовому значению температуры охлаждающей воды [2] в градирне, равной 19,3 °С. При такой температуре охлаждающей воды на входе в конденсатор в нем устанавливаются температура конденсации 33 °С и давление 5,03 Кпа. Снижение мощности турбины составляет всего 2 МВт. Эти расчетные показатели хорошо согласуются с принятыми проектными показателями конденсатора, обеспечивающего рабочие параметры турбогенераторного блока.

В табл. 5 приведены результаты расчёта совместной работы конденсатора и испарительной градирни в системе охлаждения энергоблока на протяжении годового цикла изменения среднемесячных значений температур и влажности окружающей среды.

В колонке 1 настоящей таблицы указаны порядковые номера месяцев (1 – январь и т.д.); 2 – среднемесячные значения температуры воздуха; 3 – влажность наружного воздуха; 4 – расход воды в системе охлаждения; 5 – плотность орошения в градирне; 6 – температура воды на выходе из конденсатора (на входе в градирню); 7 – температура охлаждённой в градирне воды; 8 – перепад температуры воды в градирне (конденсаторе); 9 – коэффициент теплопередачи в конденсаторе; 10 – минимальный температурный напор в конденсаторе; 11 – температура конденсации; 12 – давление конденсации; 13 – снижение мощности турбины из-за изменения давления в конденсаторе.

По мере увеличения температуры воздуха в летнее время (июнь–август) до 15–17 °С растёт и температура воды в градирне до 25,5–26,5 °С (колонка 7 табл. 5), что приводит к температуре конденсации 39–40 °С (колонка 11) и давлению в конденсаторе 7–7,4 кПа (колонка 12). Такое повышение давления в конденсаторе в летний период времени вызывает снижение мощности турбины в среднем на 13–16 МВт.

№ п/п	$t^{{}^{603d.}}_{{}_{ox7.}},\ {}^{\mathcal{C}}$	Ф, %	$G_{_{OX7.}}^{^{60d.}}, {}_{\mathcal{M}}^{3/\!$	<i>g</i> , м <sup>3</sup> /(м <sup>2</sup> ·ч)	$t_{2p}$ , °C	$t_{\scriptscriptstyle  extsf{bx}}, \ \mathcal{C}$	$\Delta t_{e}, \ \mathcal{C}$	$K, Bm/(M^2 \cdot K)$	$\delta t, \ {\cal C}$	$t_{\kappa}, \ {}^{\circ}\!C$	Р <sub>к</sub> , кПа	∆N, MBm
1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13
1	-6,6	88,0	130000	11,4	27,04	13,81	13,24	2718	2,57	29,61	4,15	0,1
2	-6,2	86,0	130000	11,4	27,21	13,97	13,24	2727	2,55	29,76	4,18	0,1
3	-2,2	84,0	130000	11,4	29,1	15,85	13,25	2818	2,37	31,47	4,61	0,8
4	5,0	75,0	130000	11,4	32,74	19,48	13,26	2960	2,12	34,86	5,58	4,5
5	12,1	69,0	130000	11,4	36,36	23,09	13,28	3061	1,96	38,32	6,74	11,6
6	15,3	72,0	150000	13,16	37,03	25,51	11,52	3346	1,92	38,95	6,97	13,3
7	17,0	75,0	150000	13,16	38,07	26,54	11,53	3369	1,89	39,95	7,36	16,0
8	16,7	77,0	150000	13,16	37,99	26,46	11,53	3367	1,89	39,88	7,33	15,8
9	11,2	82,0	130000	11,4	36,32	23,04	13,28	3060	1,96	38,28	6,72	11,5
10	5,8	86,0	130000	11,4	33,47	20,21	13,26	2984	2,08	35,55	5,8	5,7
11	0,4	90,0	130000	11,4	30,57	17,32	13,25	2881	2,26	32,83	4,98	1,8
12	-4,1	91,0	130000	11,4	28,29	15,04	13,24	2780	2,44	30,73	4,42	0,4
$\overline{\Sigma}$	5,4	81,0	135000	11,84	32,83	20,06	12,77	3028	2,11	34,94	5,6	4,6

Таблица 5. Результаты расчёта совместной работы конденсатора и градирни в системе охлаждения

Таким образом, в результате выполненного исследования рассмотрено влияние внешних условий на параметры системы охлаждения энергоблока в течение годового цикла работы АЭС.

Расчётное обоснование выполнено в широкой области изменения рабочих параметров: температура охлаждающего воздуха – в диапазоне от -10 °C до +35 °C, температура охлаждающей воды на входе в конденсатор – в интервале от +10 до +35 °C, тепловая нагрузка на градирню и конденсатор охватывала диапазон от 1200 до 2200 MBT.

#### Список использованных источников

1. Белорусская АЭС. Блок 2. Гл. 1. Общее описание атомной станции. Кн. 2. БЛ-02065пм: ПООБ, 2015.

2. Определение охлаждающей способности градирен с построением расчётных номограмм для различных типов оросительных устройств. Белорусская АЭС. Энергоблоки № 1 и 2: технический отчёт / Атомэнергопроект. – СПб, 2013.

3. Белорусская АЭС. Энергоблоки 1, 2. Т. 1. Кн. 2. Башенные испарительные градирни АО «НИАЭП»: отчет. – М., 2012. – инв. № БЛ-01308 с/о.

4. Белорусская АЭС. Блок 2. Предварительный отчет по обеспечению безопасности. Гл. 6. Бл-02065 пм: ПООБ, 2013.

5. Методические указания по эксплуатации конденсационных установок паровых турбин электростанций: РД 34.30.501 (МУ 34-70-122-85). – М., 1985.

6. Теплоэнергетика и теплотехника: справоч. Серия: в 4 кн. / под ред. А.В. Клименко и В.М. Зорина. – М.: Изд-во МЭИ, 2007. – Кн. 3: Тепловые и атомные электростанции. – 648 с.

# Г.З. СЕРЕБРЯНЫЙ, М.Л. ЖЕМЖУРОВ

## РАДИАЦИОННЫЕ И ТЕПЛОФИЗИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА РЕАКТОРА ВВЭР-1200

Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны НАН Беларуси Минск, Беларусь e-mail:Silver@sosny.bas-net.by

Эволюция физических характеристик работающего реактора определяется главным образом изменением нуклидного состава топлива. Знание изотопного состава также крайне важно, так как именно на его основе проводится обоснование безопасности обращения с отработавшим ядерным топливом (OЯT) при его хранении, транспортировке и переработке.

Обоснование безопасного обращения с ОЯТ является комплексной задачей, для решения которой в настоящее время целесообразно использовать современные программные средства, позволяющие с достаточной точностью оценивать его изотопный состав. Однако в задачах экспертизы радиационной безопасности эти расчеты занимают достаточно длительное время. В связи с этим в 2014 г. впервые Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору Российской Федерации ввела руководство по безопасности при использовании атомной энергии «Радиационные и теплофизические характеристики ОЯТ водо-водяных энергетических реакторов и реакторов большой мощности канальных» (РБ-093-14) [1]. Действие настоящего руководства по безопасности распространяется на ядерные установки и пункты хранения ядерных материалов, на которых осуществляется деятельность (переработка, хранение) по обращению с ОЯТ водо-водяных энергетических реакторов и реакторов большой мошности канальных, а также ПО обращению с этим топливом при его транспортировании.

Руководство безопасности РБ-093-14 по содержит рекомендации по радионуклидному составу, ядерным константам и теплофизическим характеристикам ОЯТ, применяемые при обосновании безопасности объектов использования атомной энергии. Оно предназначено для применения специалистами проектных И эксплуатирующих организаций при обосновании безопасности ядерных установок и пунктов хранения ядерных материалов, на которых планируется осуществлять или осуществляется деятельность по обращению с ОЯТ, а также специалистами службы по экологическому, технологическому и атомному надзору, осуществляющими оценку обоснования безопасности данных объектов использования атомной энергии при лицензировании соответствующих видов деятельности.

В данном руководстве для основных радионуклидов, определяющих радиационные характеристики ОЯТ: <sup>137</sup>Cs, <sup>134</sup>Cs, <sup>135</sup>Cs, <sup>144</sup>Ce, <sup>154</sup>Eu, <sup>155</sup>Eu, <sup>125</sup>Sb, <sup>90</sup>Sr, <sup>3</sup>H, <sup>85</sup>Kr, <sup>106</sup>Ru, <sup>93</sup>Zr, <sup>79</sup>Se, <sup>99</sup>Tc, <sup>107</sup>Pd, <sup>121m</sup>Sn, <sup>126</sup>Sn, <sup>125m</sup>Te, <sup>151</sup>Sm, <sup>234</sup>U <sup>235</sup>U, <sup>236</sup>U, <sup>238</sup>U, <sup>237</sup>Np, <sup>238</sup>Pu, <sup>239</sup>Pu, <sup>240</sup>Pu, <sup>241</sup>Pu, <sup>242</sup>Pu, <sup>241</sup>Am, <sup>243</sup>Am, <sup>242</sup>Cm, <sup>244</sup>Cm, <sup>245</sup>Cm представлены аппроксимационные коэффициенты зависимости концентрации нуклида (г/т U) от глубины выгорания ГВт сут/т U ОЯТ на момент останова реактора. Расчет нуклидного состава ОЯТ для вышеперечисленного перечня радионуклидов выполнен с использованием общепризнанного ПС SCALE 6 [2].

Вычисленные по этим зависимостям концентрации нуклидов позволяют достаточно легко рассчитать радиационные характеристики ОЯТ в зависимости от времени выдержки и глубины выгорания. Следует отметить, что все зависимости получены для реакторов ВВЭР-1000. Номенклатура обогащений ядерного топлива по <sup>235</sup>U, используемая в РБ-093-14, составляла от 3 до 4,81 %.

В данной работе расчет нуклидного состава ОЯТ для перечня радионуклидов, рекомендованных в РБ-093-14, выполнен с использованием программного комплекса MCU-PD [3]. Результаты расчетов представляют собой наборы дискретных значений концентраций (г/т U) выбранных радионуклидов для 4,95 %-ного обогащения ядерного топлива по <sup>235</sup>U и значений глубины выгорания ОЯТ от 40 до 70 ГВт·сут/т U.

Аппроксимационные коэффициенты для расчета концентраций выбранных радионуклидов, их постоянные распада и активности 1 грамма представлены в табл. 1.

Нуклид	a	b	С	d	Постоянная распада, 1/г.	Активность 1 грамма, Бк/г
Am-241	-1.45179E+02	7.66398E+00	-8.15976E-02	2.62412E-04	1.60E-03	1.27E+11
Am-243	5.47028E+02	3.34252E+01	6.61611E-01	-2.61654E-03	9.40E-05	7.39E+09
Ce-144	2.74936E+02	9.67703E+00	-1.48457E-01	6.96279E-04	8.89E-01	1.18E+14
Cm-242	8.60951E+00	-2.69358E-01	3.02150E-02	-2.22510E-04	1.55E+00	1.23E+14
Cm-244	4.61126E+01	-6.21616E-01	-6.76862E-02	1.71219E-03	3.83E-02	3.00E+12
Cm-245	5.03538E+00	5.23912E-01	-1.81636E-02	2.21424E-04	8.15E-05	6.35E+09
Cs-134	7.43562E+00	-4.09542E-01	1.28693E-01	-5.83080E-04	3.36E-01	4.79E+13
Cs-135	1.78816E+01	1.50097E+01	-5.80435E-02	3.26349E-04	3.01E-07	4.26E+07
Cs-137	8.06140E+01	4.20511E+01	-1.05035E-01	4.96785E-04	2.30E-02	3.21E+12
Eu-154	1.40342E+01	6.96100E-01	1.10908E-02	-9.30880E-05	8.06E-02	1.00E+13
Eu-155	1.36852E+01	-7.21904E-01	2.01815E-02	-1.19930E-04	1.46E-01	1.79E+13
H – 3	-7.11524E-03	1.71432E-03	3.90862E-06	0.00000E+00	5.63E-02	3.56E+14
Kr- 85	-5.85421E-01	1.04862E+00	-7.08667E-03	2.05411E-05	6.44E-02	1.45E+13
Np-237	3.08588E+02	2.17897E+01	2.82624E-02	-8.60160E-04	3.23E-07	2.60E+07
Pd-107	7.27071E+00	1.67498E+00	1.11388E-01	-3.87920E-04	1.07E-07	1.90E+07
Pu-238	2.84193E+02	1.98225E+01	5.22348E-01	-2.50500E-03	7.90E-03	6.34E+11
Pu-239	1.66943E+03	2.37181E+02	-3.58125E+00	1.73486E-02	2.87E-05	2.30E+09
Pu-240	6.47787E+02	2.53148E+01	-2.48876E-02	-1.16142E-03	1.06E-04	8.40E+09
Pu-241	2.48649E+03	1.79700E+02	-2.22800E+00	9.33020E-03	4.84E-02	3.83E+12
Pu-242	2.14968E+02	2.37048E+00	6.56246E-01	-3.80615E-03	1.85E-06	1.46E+08
Ru-106	5.00137E+00	3.49803E+00	2.85479E-02	-2.56200E-04	6.78E-01	1.22E+14
Sb-125	-9.78987E-01	2.63103E-01	-5.89210E-04	0.00000E+00	2.51E-01	3.84E+13
Se- 79	-9.51553E-02	1.59421E-01	-3.39550E-04	9.54553E-07	2.35E-06	2.58E+08
Sm-151	9.92623E+00	2.49375E-01	-1.03268E-03	-1.82540E-06	7.70E-03	9.74E+11
Sn-121m	-4.02554E-03	5.53462E-04	6.70610E-06	-1.46240E-08	1.58E-02	1.99E+12
Sn-126	-3.17526E+00	5.59668E-01	2.28436E-03	0.00000E+00	3.01E-06	1.05E+09
Sr- 90	-1.89267E+01	2.28470E+01	-1.44945E-01	4.34989E-04	2.41E-02	5.11E+12
Tc- 99	-2.42510E+00	2.69047E+01	-7.07534E-02	-1.19630E-04	3.28E-06	6.34E+08
Te-125m	-1.54891E-02	3.10485E-03	-7.12770E-07	-3.02390E-08	4.41E+00	0.00E+00
U -234	3.68258E+00	-1.05019E-01	2.53561E-03	-4.24620E-06	2.82E-06	2.30E+08
U -235	4.99130E+04	1.17074E+03	9.40613E+00	-2.55866E-02	9.85E-10	8.00E+04
U -236	7.00390E+02	1.85182E+02	-1.61516E+00	2.85507E-03	2.96E-08	2.39E+06
U -238	9.98328E+05	3.18268E+03	4.56579E+01	-2.87933E-01	1.55E-10	1.24E+04
Zr- 93	1.77760E+01	2.46313E+01	-7.80199E-02	1.12374E-04	4.53E-07	9.31E+07

Таблица 1. Аппроксимационные коэффициенты для расчета концентраций выбранных радионуклидов, их постоянные распада и активности 1 грамма

Зависимости концентраций от глубины выгорания для каждого радионуклида аппроксимированы с помощью полиномиальной функции

$$y(x) = a_0 + a_1 \cdot x + a_2 \cdot x^2 + a_3 \cdot x^3, \tag{1}$$

где а<sub>0</sub>...а<sub>3</sub> – аппроксимационные коэффициенты; у(х) – концентрация радионуклида, г/т U; х – глубина выгорания ОЯТ, ГВт·сут/т U.

Концентрации нуклидов, за исключением <sup>241</sup>Am, <sup>238</sup>Pu, <sup>239</sup>Pu и <sup>240</sup>Pu, с учетом времени выдержки t после останова реактора определяются по формуле

$$m_1(t) = m_1(0) \exp(-\lambda_1 t),$$

где m<sub>1</sub>(0) – определенная по аппроксимационной зависимости концентрация нуклида на момент останова реактора; λ<sub>1</sub>– постоянная распада.

Концентрации нуклидов <sup>241</sup>Am, <sup>238</sup>Pu, <sup>239</sup>Pu и <sup>240</sup>Pu с учетом времени выдержки t после останова реактора рассчитываются по формуле

$$m_2(t) = m_2(0) \exp(-\lambda_2 t) + m_1(0) \frac{\lambda_1}{\lambda_2 - \lambda_1} [\exp(-\lambda_1 t) - \exp(-\lambda_2 t)],$$

где  $m_1(0)$ ,  $m_2(0)$  – определенная по аппроксимационной зависимости концентрация материнских (<sup>242</sup>Cm, <sup>244</sup>Cm, <sup>241</sup>Pu) и дочерних (<sup>241</sup>Am, <sup>238</sup>Pu, <sup>239</sup>Pu, <sup>240</sup>Pu) нуклидов на момент останова реактора;  $\lambda_1$ ,  $\lambda_2$  – постоянная распада материнского и дочернего нуклида. Сравнение масс радионуклидов в зависимости от выгорания топлива, вычисленных по полученным аппроксимационным зависимостям и рассчитанных с помощью кода MCU-PD, показывает, что массовые концентрации нуклидов, вычисленные по аппроксимационным зависимостям, практически совпадают с результатами расчетов при помощи MCU-PD.

Для экспертных оценок радиационной опасности при обращении с ОЯТ необходимо знание общей активности всех радионуклидов. Расчетные данные по активности ОЯТ (Бк/т U) ВВЭР-1200 с начальным обогащением 4,95 % по <sup>235</sup>U для выгораний 40, 50, 60 и 70 ГВт·сут/т U и времен выдержки от 5 до 100 лет вычислены с помощью кода MCU-PD (табл. 2).

Таблица 2. Расчетные данные по активности ОЯТ (Бк/т U) ВВЭР-1200 с начальным обогащением 4,95 % по <sup>235</sup>U

Время		Глубина	а выгорания, ГВт	г•сут/т U	
выдержки, лет	50	55	60	65	70
5	3.26E+16	3.52E+16	3.77E+16	4.01E+16	4.23E+16
10	2.26E+16	2.45E+16	2.62E+16	2.79E+16	2.95E+16
15	1.88E+16	2.04E+16	2.19E+16	2.33E+16	2.46E+16
20	1.62E+16	1.75E+16	1.88E+16	2.00E+16	2.12E+16
25	1.40E+16	1.52E+16	1.63E+16	1.74E+16	1.84E+16
30	1.22E+16	1.33E+16	1.42E+16	1.52E+16	1.61E+16
35	1.07E+16	1.16E+16	1.25E+16	1.33E+16	1.41E+16
40	9.39E+15	1.02E+16	1.10E+16	1.17E+16	1.24E+16
45	8.26E+15	8.97E+15	9.64E+15	1.03E+16	1.09E+16
50	7.29E+15	7.91E+15	8.51E+15	9.10E+15	9.67E+15
55	6.44E+15	7.00E+15	7.53E+15	8.05E+15	8.56E+15
60	5.71E+15	6.20E+15	6.67E+15	7.14E+15	7.59E+15
65	5.07E+15	5.51E+15	5.93E+15	6.34E+15	6.74E+15
70	4.51E+15	4.90E+15	5.28E+15	5.65E+15	6.00E+15
75	4.02E+15	4.37E+15	4.71E+15	5.03E+15	5.36E+15
80	3.59E+15	3.90E+15	4.20E+15	4.50E+15	4.79E+15

Продолжение табл. 2

85	3.21E+15	3.49E+15	3.76E+15	4.03E+15	4.28E+15
90	2.88E+15	3.13E+15	3.37E+15	3.61E+15	3.84E+15
95	2.58E+15	2.81E+15	3.03E+15	3.24E+15	3.45E+15
100	2.33E+15	2.53E+15	2.73E+15	2.92E+15	3.11E+15

Полученные данные по активности ОЯТ от глубины выгорания и времени выдержки аппроксимированы с помощью функции

 $Y(x,y)=(a+blnx+c(lnx)^2+d(lnx)^3+elny/(1+flnx+g(lnx)^2+h(lnx)^3+ilny)),$ где а...i – аппроксимационные коэффициенты:

a = 2.4913E+16; b = -1.0702E+16; c = 1.4787E+15; d = -9.3024E+13; e = 9.921E+14; f = 7.51204E-01; g = -3.0437E-01; h = 3.9965E-02; I = -2.8865-01;

Y(x,y) – активность ОЯТ, Бк/т U; x – время выдержки, г.; y – глубина выгорания ОЯТ, ГВт.сут/т U.

Отклонение вычисленных активностей по аппроксимационной зависимости от результатов, рассчитанных по MCU-PD, представлено на рис.1.





Как следует из рис.1, получено очень хорошее совпадение вычисленных результатов.

Для определения времени выдержки ОЯТ в бассейне, при транспортировании и длительном хранении необходимо знание остаточного тепловыделения в зависимости от выгорания и времени выдержки. Расчетные данные по остаточному тепловыделению ОЯТ (Бк/т U) ВВЭР-1200 с начальным обогащением 4,95 % по <sup>235</sup>U для выгораний 40, 50, 60 и

70 ГВт·сут/т U и времен выдержки от 5 до 100 лет вычислены с помощью кода MCU-PD (табл. 3).

Время	Глубина выгорания, ГВт сут/т U						
выдержки, лет	50	55	60	65	70		
5	2825.0	3196.7	3593.9	4018.7	4469.0		
10	1791.6	2028.4	2283.3	2559.5	2858.9		
15	1540.8	1737.2	1947.5	2175.0	2419.3		
20	1392.5	1565.4	1748.9	1946.5	2158.0		
25	1273.6	1428.4	1428.4 1591.3		1949.6		
30	1170.3	1309.7	1309.7 1455.4		1771.9		
35	1078.6	1204.7	1335.4	1472.8	1616.6		
40	996.6	1111.3	1229.2	1352.2	1479.8		
45	923.3	1027.8	1134.4	1245.1	1359.0		
50	857.5	953.3	1050.1	1149.9	1252.1		
55	798.4	886.4	974.7	1065.2	1157.2		
60	745.3	826.5	907.4	989.8	1072.6		
65	697.5	772.7	847.1	922.3	997.4		
70	654.6	724.3	792.9	861.7	930.3		
75	615.8	680.8	744.3	807.6	870.2		
80	580.9	641.7	700.5	758.9	816.5		
85	549.5	606.2	661.0	715.4	768.3		
90	521.0	574.3	625.5	675.9	724.9		
95	495.3	545.5	593.5	640.4	685.8		
100	472.0	519.3	564.4	608.3	650.6		

Таблица 3. Расчетные данные по остаточному тепловыделению ОЯТ (Бк/т U) ВВЭР-1200 с начальным обогащением 4,95 % по <sup>235</sup>U

Зависимости остаточного тепловыделения ОЯТ от глубины выгорания и времени выдержки аппроксимированы с помощью функции

 $Y(x,y = (a+blnx+c(lnx)^2+d(lnx)^3+elny+f(lny)^2)/(1+glnx+h(lnx)^2+i(lnx)^3+jlny),$ 

где а...ј – аппроксимационные коэффициенты:

a = 1.66574E+03; b = 1.69243E+03; c = 4.33745E+02; d = 3.86929E+01; e = 2.70061E+02; f = 1.17219E+01; g = 1.01844E+00; h = -4.05325E-01; I = 5.57931E-02; j = -3.62633E-01; Y(x,y) – остаточное тепловыделение ОЯТ, Вт/т U; x – время выдержки, г.; y – глубина выгорания ОЯТ, ГВт сут/т U.

Отклонение вычисленных величин остаточного тепловыделения по аппроксимационной зависимости от результатов, рассчитанных по MCU-PD, представлено на рис.2.



Рис.2. Отклонение вычисленных величин остаточного тепловыделения по аппроксимационной зависимости от результатов, рассчитанных с использованием MCU-PD

Как следует из рис.2, получено очень хорошее совпадение вычисленных результатов. В заключение следует отметить, что расчетами для обоснования безопасности при обращении с ОЯТ реакторов PWR длительное время занимаются в американской Национальной лаборатории Окриджа (ORNL). Расчеты выгорания проводились с использованием кода ORIGEN, который является частью программного комплекса SCALE. Результаты включают в общую активность, остаточное тепловыделение, источники фотонов и нейтронов, тепловыделение за счет фотонного излучения , а также концентрации 115 значимых нуклидов. Эти величины имеют большое значение для регулирования обращения с ОЯТ и эксплуатации хранилища ОЯТ, его транспортирования и водоотведения [4–5]. Сравнение результатов, полученных для реактора Westinghouse PWR 17х17 с начальным обогащением 5 % по <sup>235</sup>U для выгорания 72 ГВт·сут/т U, общей активности и остаточного тепловыделения, с результатами данной работы представлено в табл. 4.

Таблица 4. Сравнение результатов данной работы с результатами ORNL

Свойства	Время выдержки, лет						
TRO	5	10	50	100	Результаты		
Бк/т U	4.18E+16	2.949E+16	9.77E+15	3.16E+15	[4]		
Бк/т U	4.23E+16	2.95E+16	9.67E+15	3.11E+15	Данная работа		
Вт/т U	4470	2950	1280	655	[4]		
Bt/t U	4469	2859	1252	651	Данная работа		
Вт/т U	4430			645	[5]		

#### Список использованных источников

1.Радиационные и теплофизические характеристики отработавшего ядерного топлива водо-водяных энергетических реакторов и реакторов большой мощности канальных. Руководство по безопасности при использовании атомной энергии: РБ-093-14. – Утв. Приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору РФ от 26.03.2014 № 119. – М., 2014.

2. SCALE: A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation. Vol. I–III: ORNL/NUREG/CSD-2R6 // Radiation Safety Information Computational Center at ORNL. – Oak Ridge, USA, 2000.

3. Разработка программы MCU-PD для расчёта нейтронно-физических характеристик активных зон реактора BBЭP-1200 АЭС-2006, реализующей для решения уравнения переноса нейтронов метод Монте-Карло на основе информации, хранящейся в файлах оценённых ядерных данных: отчёт / РНЦ «Курчатовский институт». – М., 2009. – Инв.

№ 36-03/18-08.

4. Us commercial spent nuclear fuel. Assembly characteristics 1968-2013: NUREG/CR-7227 ORNL/TM-2015/619 / J. Hu [et. Al]. – Oak Ridge, USA, 2016.

5. Gauld, I.C. Nuclide Importance to Criticality Safety, Decay Heating, and Source Terms Related to Transport and Interim Storage of High-Burnup LWR Fuel: NUREG/CR-6700. ORNL/TM-2000 / I.C. Gauld, J.C. Ryman. – Oak Ridge, USA, 2001.

### О.В. КАЛЕНЧУКОВА, П.К. НАГУЛА

## ПРИМЕНЕНИЕ МЕТОДА ЭЛЕКТРОЛИТНО-ПЛАЗМЕННОЙ ОБРАБОТКИ ДЛЯ ДЕЗАКТИВАЦИИ СЪЕМНОГО ОБОРУДОВАНИЯ ЯДЕРНЫХ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ УСТАНОВОК

Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны НАН Беларуси Минск, Беларусь e-mail: kalenchukova@gmail.com

**Введение.** Эксплуатация ядерной энергетической установки (ЯЭУ) сопровождается радиоактивными загрязнениями внутренних и наружных поверхностей оборудования. Как правило, основная доля поверхностного загрязнения оборудования ЯЭУ обусловливается активированными продуктами коррозии, которые могут быть как прочно внедренными в тонкую оксидную пленку, так и более свободно связанными с поверхностью. Следовательно, имеют место слабо и прочно фиксированные загрязнения. Практика эксплуатации ЯЭУ показывает, что до тех пор, пока не удалена полностью оксидная пленка, надежная дезактивация оборудования и трубопроводов не может быть обеспечена[1, 2].

Дезактивацию съемного оборудования в зависимости от его размеров и конструктивных особенностей можно производить различными способами, в том числе погружным, струйным, химическим, электролитическим и т.п. В настоящее время для дезактивации выемной части главного циркуляционного насоса, съемного оборудования и инструмента на АЭС используется окислительно-восстановительный метод. Химический метод дезактивации основан на том, что оксидную пленку вместе с сорбированными на радиоактивными веществами можно удалить при помощи окислительноней восстановительных реакций. Дезактивацию данным методом обычно проводят в несколько циклов (2-3). Один цикл дезактивации включает в себя четыре последовательные обработки поверхностей: 1) окислительную стадию (0,5–1,0 г/л KmnO<sub>4</sub> + 5-10 г/л HNO<sub>3</sub>, температура 90 °C, время циркуляции раствора 2-4 ч); 2) водную 3) восстановительную сталию  $(H_2C_2O_4)$ промывку; или ЛО 20 - 30г/л оксиэтилидендифосфоновой кислоты, температура 90 °С, время циркуляции раствора 2-3 ч); 4) водную промывку. После каждого цикла измеряется фон. Циклы повторяются до получения желаемого результата [1, 2]. Недостатками химического метода являются неравномерность очистки, большой съем металла, ограниченное количество применений реагентов, сложный подбор химического состава и концентрации реагентов, сложная и экологически вредная утилизация отработанных реактивов, высокая стоимость химических реагентов.

Электрохимический метод дезактивации используется для удаления прочно фиксированных радиоактивных загрязнений, когда применение других методов неэффективно технически При использовании или затруднено. ЭТОГО метода подвергают электрохимическому дезактивируемую поверхность травлению под действием постоянного тока плотностью 10-20 А/дм<sup>2</sup>, после чего проводится водная промывка. Дезактивируемая поверхность служит анодом и с нее удаляется поверхностный слой вместе с радиоактивными загрязнениями. В качестве электролита применяются водные растворы щавелевой (H<sub>2</sub>C<sub>2</sub>O<sub>4</sub>) или ортофосфорной (H<sub>3</sub>PO<sub>4</sub>) кислоты с массовой концентрацией 1,5–2,0 % [1, 2]. К недостаткам электрохимического полирования производительность обработки. относятся низкая применение агрессивных дорогостоящих электролитов и высокие затраты на их утилизацию.

В последнее время проявляется значительный интерес к электролитно-плазменной обработке (ЭПО) [3-6, 8, 9], как к разновидности электрохимического метода.

Электролитно-плазменный метод обеспечивает по сравнению с существующими методами качественную обработку с высокой интенсивностью с применением нетоксичных, экологически безопасных и дешевых электролитов. Применение метода ЭПО для дезактивации съемного конструкционного оборудования ранее в мировой практике не рассматривалось.

Цель работы— исследование возможности применения метода ЭПО для дезактивации съемного оборудования ядерных энергетических установок.

**Методика проведения эксперимента.** В технологии ЭПО обрабатываемая деталь является анодом, при напряжении более 300 В вокруг него образуется тонкая (≈ 50–100 мкм) парогазовая оболочка (ПГО), через которую протекают микроразряды. Устойчивость ПГО является необходимым условием осуществления процесса сглаживания микронеровностей [3]. С дезактивируемой поверхности удаляется поверхностный слой (~ 20 мкм) [6] вместе с радиоактивными загрязнениями.

Специально для проведения исследований по дезактивации изготовлена рабочая ванна объемом 3 л с целью минимизации образующихся в процессе ЭПО жидких радиоактивных отходов (ЖРО). Общий вид установки для ЭПО представлен на рис.1. Силовой шкаф 1 устанавливался в чистом помещении, а рабочая ванна 3 – в вытяжном шкафу 2 помещения, аттестованного для работ с открытыми источниками излучения по II классу. В рабочей ванне 3, заполненной электролитом, проводилась обработка образцов. Основным конструкционным материалом для изготовления рабочей ванны являлась сталь ГОСТ 5632-72. Подъем И опускание исследуемых 12X18H10T ПО образцов осуществлялось автоматически.



Рис. 1. Общий вид установки дезактивации методом ЭПО: 1 – шкаф управления установкой; 2 – шкаф вытяжной; 3 – рабочая ванна; 4 – подъемный механизм

Образцы для исследований изготовлены из стали 12Х18Н10Т. Требования к плоским образцам определены в ГОСТ 50773. На рис. 2 представлены форма и размеры образцов, подготовленных для проведения испытаний. Образцы простой геометрической формы (рис. 2, a,  $\delta$ ) использовались для проведения испытаний согласно ГОСТ 50773 и для исследования возможности очистки фиксированного радиоактивного загрязнения. Для исследования возможности применения метода ЭПО для дезактивации деталей сложных геометрических форм изготавливались цилиндрические образцы (рис. 2, e).



Рис. 2. Форма и размеры образцов для дезактивации: а – загрязненных согласно ГОСТ 50773; б – с фиксированным загрязнением; в – цилиндрические образцы

Подготовка оснований (рис. 2, *a*) к загрязнению и загрязнение образцов проводились согласно ГОСТ 50773. В центр каждого образца наносили 0,15 см<sup>3</sup> загрязняющего радиоактивного раствора с активностью 3 кБк по <sup>137</sup>Cs. Загрязненные образцы сушились на воздухе при температуре (20±2) °C от 18 до 20 ч. Цикл загрязнение– дезактивация для каждого образца проводился 3 раза.

Исходная активность образцов составляла от 7 до 11 кБк по <sup>137</sup>Cs (рис. 2, *б*). Радиоактивное загрязнение находилось на их поверхности в течение 4 мес. На загрязненную поверхность образцов наносилось неснимаемое покрытие (грунтовка) для фиксации радиоактивного загрязнения.

Подготовка (рис. 2, *в*) к загрязнению и загрязнение образцов проводились согласно ГОСТ 50773. На внутреннюю поверхность каждого образца наносили 0,15 см<sup>3</sup> загрязняющего радиоактивного раствора – смесь радионуклидов <sup>137</sup>Cs и <sup>60</sup>Co с активностью по 20 кБк. Радиоактивное загрязнение находилось на поверхности образцов в течение 6 мес.

Измерения радиоактивного загрязнения проводились с помощью γ- и β-анализатора МКС-АТ-1315, минимально детектируемая активность (МДА) которого составляла 10 Бк.

В качестве электролита использовался 6%-ный водный раствор сульфата аммония марки ч.д.а. Время обработки образцов составило от 4 до 8 мин. Образцы промывались дистиллированной водой.

**Результаты и обсуждение.** В процессе исследований возможности применения метода ЭПО для дезактивации образцов из нержавеющей стали 12X18H10T проведена серия экспериментов по дезактивации образцов, загрязненных согласно ГОСТ 50773, и образцов с фиксированным загрязнением как простых геометрических форм, так и сложных.

*Дезактивация образцов, загрязненных согласно ГОСТ 50773*. Результаты измерений до и после дезактивации и коэффициенты дезактивации (КД) представлены в табл. 1.

Таблица 1. Результаты измерений исходного и остаточного радиоактивного загрязнения
и коэффициенты дезактивации (3 цикла)

26	А ( <sup>137</sup> Cs), Бк		ИП	А ( <sup>137</sup> Cs), Бк		ИП	А ( <sup>137</sup> Cs), Бк		ТСП
JN⊡	ДО	после	КД1	ДО	после	КД2	ДО	после	КД3
	, ,			, ,			, ,		
1	2451±128	<МДА	245	2673±125	<МДА	267	2238±111	<МДА	224
2	2459±111	<МДА	246	2119±108	<МДА	212	1474±89	<МДА	147
3	2358±108	<МДА	236	2216±122	<МДА	222	1999±98	<МДА	199
Результаты эксперимента показывают, что при незначительном поверхностном загрязнении метод ЭПО позволяет полностью дезактивировать поверхность образцов простой геометрической формы. Это можно объяснить незначительным съемом поверхностного слоя металла (~ 20 мкм) [6], а вместе с ним и радиоактивного загрязнения. Полная дезактивация образца происходит за короткий промежуток времени (~ 4 мин).

*Дезактивация образцов с фиксированным загрязнением*. Внешний вид образцов до обработки и после двух этапов (4 и 8 мин) дезактивации методом ЭПО представлен на рис. 3.





При дезактивации образцов с загрязнением, фиксированным неснимаемым покрытием (грунтовкой), методом ЭПО процесс очистки проходил в 2 этапа: 1 – съем частично (или полностью) покрытия (~ 4 мин), 2 – дезактивация образцов за счет съема поверхностного слоя металла с поверхности образцов (~ 4 мин). Результаты эксперимента представлены в табл. 2.

Таблица 2. Результаты измерений исходного и остаточного радиоактивного загрязнения и коэффициенты дезактивации для образцов с фиксированным загрязнением

№	Исходная активность А <sub>0</sub> ( <sup>137</sup> Cs), Бк	1-й цикл А ( <sup>137</sup> Cs), Бк	КД (1-й цикл)	2-й цикл А ( <sup>137</sup> Cs), Бк	КД (2-й цикл)	КД (общий)
1	7484±265	206±13	36	24±3	9	312
2	9729±431	291±22	33	67±9	4	145
3	11434±409	380±23	30	32±5	12	357

После первого этапа обработки (4 мин) образцы частично очищаются от фиксирующего покрытия (рис. 3, б). Это объясняется возникновением на поверхности образца ПГО, которая благодаря сложным гидродинамическим потокам, разнице потенциалов и физико-химическим взаимодействиям «срывает» покрытие. После данного этапа уровень радиоактивного загрязнения образца уменьшается примерно в 30 раз.

Второй этап обработки необходим для доочистки образцов до уровня радиоактивного загрязнения в пределах установленных норм [7] (рис. 3, *в*). Это можно объяснить незначительным съемом поверхностного слоя металла, а вместе с ним и остаточного радиоактивного загрязнения. Коэффициент дезактивации составил порядка 10.

*Дезактивация образцов цилиндрической формы*. Внешний вид цилиндрических образцов до обработки и после дезактивации (8 мин) методом ЭПО представлен на рис. 4.

Дезактивация проводилась в 2 этапа (~ 8 мин) до уровня радиоактивного загрязнения образцов, находящегося в пределах установленных норм [7]. Результаты эксперимента представлены в табл. 3.

При дезактивации цилиндрических образцов с радиоактивным загрязнением на внутренней поверхности процесс очистки проходил в 2 этапа. Общее время очистки составило 8 мин. Остаточное радиоактивное загрязнение возможно объясняется тем, что образования ПГО на внутренней поверхности образца не происходит, следовательно, нет поверхностного съема металла. Радиоактивное загрязнение вымывается сложными гидродинамическими потоками внутри образца.



Рис. 4. Внешний вид цилиндрических образцов: а – до дезактивации; б – после 1-го этапа (4 мин) обработки методом ЭПО

Таблица 3. Результаты измерений исходного и остаточного радиоактивного загрязнения и коэффициента дезактивации для цилиндрических образцов с фиксированным загрязнением

Nº	Исходная активность, Бк		1-й цикл, Бк		КД (1-й цикл)		2-й цикл, Бк		КД (2-й цикл)		КД (общий)	
	A( <sup>137</sup> Cs)	A ( <sup>60</sup> Co)	A( <sup>137</sup> Cs)	A( <sup>60</sup> Co)	<sup>137</sup> Cs	<sup>60</sup> Co	A( <sup>137</sup> Cs)	A( <sup>60</sup> Co)	<sup>137</sup> Cs	<sup>60</sup> Co	<sup>137</sup> Cs	<sup>60</sup> Co
1	25804±451	17495±483	1223±48	505±77	21	35	906±43	213±35	1,3	2,4	27	84
2	26917±585	18134±706	276±29	174±61	98	104	243±19	153±60	1,1	1,1	108	114
3	23674±493	17266±550	289±17	75±14	82	230	238±18	82±32	1,2	1	98	230

Для полной очистки внутренней поверхности цилиндрических образцов авторы [9] предложили технологию обработки с использованием перемещаемого внутри трубы электрода-инструмента, являющегося катодом.

Следует отметить, что метод ЭПО пригоден для дезактивации и очистки поверхности оборудования АЭС, изготовленного из нержавеющих сталей, от фиксированных отложений и окалины с эффектом полировки (рис. 3, *в* и 4, *б*).

Заключение. Использование ЭПО для дезактивации деталей и оборудования как простых геометрических форм, так и сложных является эффективным. Дезактивация осуществляется за короткий промежуток времени (~ 4–8 мин), который значительно меньше, чем при дезактивации традиционными способами.

#### Список использованных источников

1. Острейковский, В.А. Эксплуатация атомных станций: учебник для вузов / В.А. Острейковский. – М.: Энергоатомиздат, 1999. – 286 с.

2. Брус, И.Д. Эксплуатация и ремонт оборудования предприятий атомной промышленности: учеб. Пособие / И.Д. Брус. – Томск: ТПУ, 2006. – 136 с.

3. Суминов, И.В. Плазменно-электролитическое модифицирование поверхности металлов и сплавов / И. В. Суминов. – М.: Техносфера, 2011. – Т.1. – 320 с.

4. Electrolytic plasma technology: Science and engineering. An overview /

P. Gupta [et al.] // Surface & Coatings technology. -2007. - Vol. 201. - P.8746-8760.

5. Каленчукова, О.В. Некоторые особенности физико-химических процессов, протекающих при электролитно-плазменной обработке нержавеющих сталей / О.В. Каленчукова, П.К. Нагула, Д.Л. Третинников // Вес. НАН Беларуси. Сер. Фіз.-тэхн.навук. – 2016. – № 3. – С. 46–52.

6. Воленко, А.П. Некоторые особенности технологии ЭПП аустенитной нержавеющей стали / А.П. Воленко, М.Н. Тюрьков, Н.В. Чиркунова // Вектор науки ТГУ. – 2013.– № 2(24) – С. 18–25.

7. Санитарные нормы и правила «Требования к обеспечению радиационной безопасности персонала и населения при обращении с радиоактивными отходами»: СПОРО-2015. – Утв. Постановлением Министерства здравоохранения Респ. Беларусь от 15.03.2014 № 142.

8. Применение электролитно-плазменной полировки при дезактивации поверхности нержавеющей стали / И.С. Куликов [и др.] // Теорет. И прикл. Механика: межведом. Сборник науч.-метод. Статей БНТУ.– 2013. – Вып. 30.– С. 210–212.

9. Алексеев, Ю.Г. Электролитно-плазменная обработка внутренних поверхностей трубчатых изделий / Ю. Г. Алексеев [и др.] // Наука и техника. – 2016. – № 1. – С. 61–68.

## Г.В. МАКАРЕВИЧ, В.В. САСКОВЕЦ, В.Л. ЕРМАКОВ, И.А. САЛЬНИКОВА

## АДДИТИВНЫЕ ТЕХНОЛОГИИ ДЛЯ РАДИАЦИОННОЙ ТЕХНИКИ

Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны НАН Беларуси Минск, Беларусь e-mail:makarevich.g@gmail.com

Введение. Развитие радиационной техники, несомненно, связано с внедрением передовых технологий и новых материалов. Для оперативного реагирования на запросы инженеров и конструкторов в настоящее время широко применяются аддитивные технологии (AT). Методом 3-D печати с лазерным сплавлением из металлического порошка можно «вырастить» деталь с любой сложностью формы, криволинейными отверстиями и закрытыми полостями. Создать подобный объект другими методами без привлечения сварки или пайки просто невозможно. Для деталей оборудования, работающего с открытыми источниками ионизирующих излучений, более важной характеристикой является возможность проведения дезактивации их поверхностей. Необходимость проведения разнообразных функциональных действий дистанционно требует также довольно сложного оборудования с деталями нетривиальной формы. Для создания таких деталей, причем часто в небольших количествах, хорошо подходят АТметоды. В настоящее время среди АТ группы BedDeposition (сплавление на подложке) лидирующее положение занимает селективное лазерное сплавление (СЛС) [1,2]. Формирование композиционного слоистого объекта включает процессы последовательного расплавления/кристаллизации слоев порошкового материала. При соединении слоев между ними возникает граница раздела, которая является структурным дефектом аддитивного объекта и может содержать несплошности технологического характера.

Известным способом уплотнения литой структуры является горячее изостатическое прессование (ГИП) [3,4], поэтому представляется целесообразным использование ГИП и для обработки аддитивных объектов. Однако не все виды пор и несплошностей могут быть ликвидированы с помощью ГИП. В наименьшей степени влиянию ГИП подвержены несплошности, выходящие на открытую внешнюю поверхность (открытая пористость). Открытая пористость препятствует проведению дезактивации до фиксированных уровней поверхностного загрязнения радиоактивными веществами. В порошковой металлургии пористые порошковые структуры изолируют от внешней среды с помощью специальных вакуумированных капсул. Аналогичным образом, очевидно, можно действовать ЛЛЯ удаления открытой пористости и в аддитивных объектах. АТ-метод позволяет создавать деталь сложной конфигурации, но создать ампулу подобной же конфигурации из тонкой листовой стали – это ничуть не менее сложная задача. Изготовить нужную деталь из нержавеющей стали на обрабатывающем центре, пожалуй, окажется выгоднее и проще. Таким образом, требование минимальной открытой пористости препятствует прямому применению АТ-методов для создания деталей оборудования радиационной техники. Если применить АТ для создания литьевых форм или выплавляемых моделей для точного литья, ситуация меняется кардинально. Изготовление литьевых форм и выплавляемых моделей методами 3-D печати освоено гораздо лучше, чем методы СЛС. Точное литье из алюминиевых литьевых сплавов применяется во многих технических приложениях, где не требуется особая механическая прочность. Механическая прочность алюминиевых сплавов соответствует предъявляемым требованиям в большинстве случаев ИХ возможного применения в радиационной технике. Однако с эксплуатационными свойствами рабочих поверхностей литых деталей все не так хорошо. У них недостаточная твердость и сопротивление износу, а также недостаточная стойкость к воздействию агрессивных химических реагентов, тех же дезрастворов. Эти проблемы решаются нанесением на литые детали защитных покрытий. Нанесение защитных покрытий на алюминиевые сплавы, да еще с комплексом специальных требований, является нетривиальной задачей. Здесь нет конкурентов пиролитическим карбидохромовым покрытиям (ПКХП).

Карбидохромовые покрытия, одни из самых перспективных защитных покрытий, наибольшее распространение получили в Советском Союзе. Эта тематика неразрывно связана с именем академика Г.А. Разуваева. Как сказано в статье, посвященной его памяти: «Сегодня технология нанесения карбидохромовых покрытий является одной из самых перспективных для упрочнения металлических поверхностей деталей и оснастки в машиностроении, и лишь традиционное головотяпство и инерционность промышленников препятствуют ее широкому применению» [5].

**Техника осаждения пиролитических карбидохромовых покрытий.** Основой для процесса пиролитического хромирования является хроморганическая жидкость (ХОЖ) «Бархос», состоящая из бисареновых производных хрома. Процесс осаждения ПКХП схематически представлен на рис.1.



Рис. 1. Реактор осаждения: 1 – ХОЖ «Бархос»; 2 – дозатор; 3 – термостатированный канал; 4 – испаритель; 5 – образец; 6 – нагреватель

При проведении процесса осаждения металлорганическое вещество переходит в парообразное состояние и контактирует с поверхностью, нагретой до температуры, необходимой для его разложения, с выделением металла и его соединений на данной поверхности. Газообразные продукты разложения удаляются из зоны реакции и вымораживаются в азотной ловушке. Процесс проводят в вакууме, исключающем возможность окисления металлорганических соединений [6]. В зависимости от параметров проведения процесса карбидохромовое покрытие может иметь разные структуры [7]. Наиболее ценными физико-химическими свойствами обладают покрытия с горизонтально- слоистой структурой [8]. Покрытия химически инертны, обладают высокой микротвердостью и антиадгезионными свойствами. У них хорошее сцепление со выдерживающими нагрев в вакууме до 420 °C, кроме всеми материалами, цинксодержащих сплавов. Поскольку осаждение ведётся из паровой фазы, можно покрывать детали с любой сложностью формы. При должной подготовке поверхностей достаточно 5 мкм толщины ПКХП, чтобы они были беспористыми.

Для проведения исследований по осаждению ПКХП на подложки из алюминиевых сплавов использовали малую лабораторную установку для пиролитического хромирования. Общий вид установки с поднятым колпаком представлен на рис. 2.



Рис. 2. Малая лабораторная установка пиролитического хромирования

Длительная работа по тематике пиролитического хромирования породила новые подходы в техническом оснащении самого процесса. Некоторые новации воплощены в данной установке. Одним из самых сложных механизмов в установках такого типа является дозатор ХОЖ «Бархос». Так как она легко окисляется на воздухе (вплоть до самовозгорания при развитой поверхности контакта) при вскрытии установки, то подвижные детали дозаторов залипают, засыхают и перестают работать. Нами создан надежный дозатор, принцип работы которого ясен из рис. 3. Шток 4 с проточкой 6 притерт в корпусе 2. В первом положении проточка 6 соединяет каналы 1 и 5, при этом вакуумируются дозатор и трубки соединения с емкостью ХОЖ. После откачки шток передвигается во второе положение, проточка напротив канала как на схеме. В канал 5 подается ХОЖ и заполняет калиброванный объем проточки 6. Далее шток опускается в третье положение, входит в нижнее уплотнение 7 и из проточки ХОЖ сливается в нижний объем. Следующий шаг – шток возвращается во второе положение и порция ХОЖ сливается в испаритель. Шток, двигаясь с заданной частотой между вторым и третьим положениями, подает ХОЖ в испаритель реактора осаждения. При вскрытии объема реактора шток находится в нижнем положении и перекрывает доступ воздуха в дозатор. Для привода штока применили пневмоцилиндр. Компактный и мощный пневмопривод в дальнейшем позволил заменить притертую металлическую пару на фторопластовую вставку, что упростило изготовление дозатора и повысило его надежность. Необходимое собой наличие на установке сжатого воздуха повлекло за лальнейшие усовершенствования. Подача жидкого азота из сосуда Дьюара в азотную ловушку осуществлялась за счет пневмонаддува, управляемого поплавковым реле, помещенным в ловушку. Это повысило стабильность параметров процесса и позволило сэкономить жидкий азот. Экономии жидкого азота способствовала также установка пережимного резинового патрубка между реактором осаждения и азотной ловушкой. Причем пережим патрубка осуществлялся тоже пневмоцилиндром (рис. 2).

Особенности пиролитического хромирования литьевых алюминиевых сплавов. Лучшими литьевыми свойствами обладают так называемые силумины, сплавы алюминия с кремнием, содержание которого доходит до 22 %.Силумины характеризуются высоким газосодержанием, от 70 до 90 % которого составляет водород. Содержание водорода регламентировано и не должно превышать в литейных алюминиевых сплавах 0,20 см<sup>3</sup>/100 г металла. При нагреве газ диффундирует в вакуум и препятствует осаждению качественного пиролитического покрытия на поверхности подложки. На рис. 4 показан результат осаждения ПКХП на ролик нитепровода ОАО «Полоцк – Стекловолокно».



Рис. 3. Схема дозатора ХОЖ «Бархос»: 1 – канал вакуумирования дозатора; 2 – корпус дозатора; 3 – вакуумное уплотнение штока; 4 – шток; 5 – канал подачи ХОЖ; 6 – калиброванная проточка штока; 7 – нижнее вакуумное уплотнение



Рис. 4. Ролик нитепровода с бракованным ПКХП

Данный ролик не предназначался под покрытие и отлит прямо на предприятии из силуминового лома. Это экстремальный случай, но проблему он иллюстрирует наглядно. Сплав для предполагаемой технологии должен подбираться под конкретные требования. Нами выбран сплав АК12 (12 % Si) – один из наиболее распространенных литьевых сплавов. Его преимущество, по сравнению с другими сплавами, в относительно низком газосодержании до 0,1 см<sup>3</sup>/100 г металла [9]. По литейным и прочностным качествам он среди лучших силуминов. Концентрация газа и пористость в отливке распределены неравномерно. Деталь, изготовленная из одной части отливки, может быть подвергнута пиролитическому хромированию с хорошим результатом, а из другой части – не годится для данной технологии. Чтобы снизить вероятность бракованного покрытия, обычно деталь выдерживают около часа при температуре выше 500 °C для дегазации до начала

процесса осаждения. Нами предложено проводить процессы дегазации и осаждения на различных установках. На базе универсального вакуумного поста ВУП-5 создана установка дегазации и проведены системные исследования в обоснование данной технологии. На рис. 5 представлен общий вид установки вакуумной дегазации.

Основа установки – вакуумная электропечь, рабочий объем которой образован нержавеющей трубой размерами 3,5х300 мм и диаметром 70 мм, приваренной к толстому фланцу.



Рис.5. Установка вакуумной дегазации на базе ВУП-5

Исследование и результаты пиролитического хромирования подложек из сплава AK12. Экспериментальные подложки из сплава AK12 были изготовлены в виде шайб с центральной проточкой и крепежными отверстиями, как показано на рис. 6.



Рис.6. Экспериментальные подложки и способ их крепления для шлифовки на стандартном оборудовании

Данная форма подложек выбрана с целью использования стандартного маломощного оборудования для подготовки (шлифовки и полировки) экспериментальных образцов. Конечную шлифовку проводили на наждачной бумаге Р1000 (10-й класс шероховатости) и Р2000 (12-й класс шероховатости), полировку – на фетре с алмазной пастой зернистостью 7/5 мкм (12, 13-й класс шероховатости). Часть образцов после обезжиривания подвергали обработке на установке вакуумной дегазации. Параметры процесса, температура и глубина вакуума фиксировались on-line на компьютере. Эксперименты показали, что максимально допустимая температура обработки составила 550 °C, выше начинается эрозия поверхности подложки. Время обработки – как минимум 30 мин после нагрева до максимально допустимой температуры. На обработанные и контрольные подложки осаждали ПКХП толщиной 5 и 10 мкм. Причем контрольную поверхность некоторых образцов протравливали 10%-ным раствором NaOH.

Изучение покрытых образцов показало:

1. Все образцы, подвергнутые предварительной вакуумной дегазации, независимо от подготовки поверхности и толщины слоя имели гладкое беспористое покрытие.

2. Часть контрольных образцов (с толщиной слоя 5 мкм) имели внешний вид, близкий к обработанным, но выборочно проявляли незначительную пористость.

3. Часть контрольных образцов (с толщиной слоя 10 мкм) имели шероховатую поверхность с отдельными отслоениями покрытия.

Внешний вид образцов после пиролитического хромирования представлен на рис. 7.



Рис. 7. Внешний вид образцов из сплава AK12 с пиролитическим карбидохромовым покрытием: нижний ряд – образцы после предварительной вакуумной дегазации; верхний ряд – контрольные образцы

**Выводы.** Применение аддитивных технологий при производстве радиационного оборудования, особенно предназначенного для работы с открытыми источниками ионизирующих излучений, возможно в качестве формообразующей техники для точного литья из специальных сплавов. Изученный сплав АК12 подходит для этих целей при условии последующего пиролитического хромирования полученных деталей. Для снижения риска брака при осаждении покрытия детали следует предварительно подвергнуть вакуумной дегазации в течение 30– 40 мин при температуре 540–550 °C. Подготовка поверхности под покрытие состоит в механической шлифовке до 10-го класса шероховатости и тщательном обезжиривании.

#### Список использованных источников

1. Зленко, М.А. Аддитивные технологии в машиностроении / М.А. Зленко,

А.А. Попович, И.И. Мутылина. – СПб: Изд-во СпбГУ, 2013. – 221 с.

2. Логачева, А.И. Аддитивные технологии производства ответственных изделий из металлов и сплавов / А.И. Логачева, Ж.А. Сентюрина, И.А. Логачев.– М.: Перспективные материалы, 2015.– №4. – С. 5–16.

3. Горячее изостатическое прессование отливок из титановых сплавов // А.Г. Береснев [и др.]. // Литейное производство. –2012.– №7.– С. 20–24.

4. Опыт повышения качества и работоспособности отливок сложной конфигурации из сплава АК9ч / Береснев А.Г.[ и др.]. // Литейщик России. – 2012. – №2. –С. 24–26.

5. Жизнь\_и\_деятельность\_академика\_Г.А.\_Разуваева [Электронный ресурс]. – Режим доступа: http://coolreferat.com.

6. Разуваев, Г.А. Металлорганические соединения в электронике / Г.А. Разуваев [и др.].– М. : Наука, 1972. – 479 с.

7. Осаждение пленок и покрытий разложением металлорганических соединений / Б.Г. Грибов, Г.А. Домрачев, Б.В. Жук [и др.].–М.: Наука, 1981.–179 с.

8. Регулирование структуры пиролитических хромовых покрытий / Ю.М. Лахтин

[и др.] / Тезисы докл. V Всесоюз. Совещания по применению металлорганических соединений для получения неорганических покрытий и материалов. – М.: Наука, 1987. – С.55.

9. Мельникова, Е.М. Анализ содержания водорода и характера распределения пористости в силуминах/ Е.М. Мельникова // Фундаментальные исследования. – 2006. – № 5. – С. 45–46.

# Г.И. АНИСКОВИЧ<sup>1</sup>, В.В. ВОРОБЬЕВ<sup>2</sup>, В.А НЕМЦЕВ<sup>2</sup>, В.В. СОРОКИН<sup>2</sup>

# ОСОБЕННОСТИ ГИДРОДИНАМИКИ СТРУЙНОГО ТЕЧЕНИЯ В СПРЕЕРНЫХ УСТРОЙСТВАХ С РАЗНЫМИ СОПЛАМИ

### <sup>1</sup> Белорусский государственный технический университет <sup>2</sup>Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны НАН Беларуси, Минск, Беларусь

Газокапельные потоки широко используются в технике из-за высокой интенсивности процессов тепломассопереноса. Большое число работ по охлаждению с помощью газокапельных потоков посвящено исследованию процессов с кипением, что объясняется значительным применением капельного охлаждения в различных областях, в частности энергетике, металлургии и других [1].

Процесс объемно-поверхностной закалки (ОПЗ) промышленных изделий широко используется в современных технологиях и дает возможность значительно увеличить экономическую эффективность производства как за счет повышения долговечности изделий, так и за счет экономии материалов и энергии [2]. При этом возможна замена легированных сталей углеродистыми или низкоуглеродистыми с соответствующим снижением стоимости материала.

Практически реализация процесса ОПЗ производится посредством нагрева деталей до закалочных температур и быстрого охлаждения потоками воды или струями различной интенсивности. К настоящему времени разработано несколько марок сталей для деталей различного назначения, упрочняемых методом ОПЗ. Это стали регламентированной и пониженной прокаливаемости (ПП).

При применении сталей ПП для изготовления высоконагруженных деталей для их закалки необходимо обеспечить величину скорости охлаждения изделия не менее 1500 °C/с. Как показали экспериментальные исследования, скорости охлаждения такого порядка достигаются в процессе охлаждения высокотемпературных поверхностей струями жидкостей [3,4].

Конструирование охлаждающих устройств является одним из важнейших элементов технологии ОПЗ. В работе [5] предложена конструкция спрейера для быстрого охлаждения плоских деталей рабочих органов сельскохозяйственной техники из сталей ПП с помощью жидких струй и пленок. В устройстве применяется механический метод распыливания, когда жидкость (вода) вытекает в неподвижную газовую среду (воздух). Для подачи охлаждающей воды на нагретую вертикальную поверхность плоского изделия используются простейшие и экономичные в изготовлении механические струйные форсунки, которые можно оборудовать соплами различной конструкции.

Необходимо отметить, что интенсивность процесса струйного охлаждения, а значит и скорость охлаждения детали, во многом определяют гидродинамические характеристики жидких струй и пленок, падающих на орошаемую поверхность. Эти параметры зависят от количества подаваемой жидкости, конструкции распыливающего устройства, а также от расстояния между срезом сопла и охлаждаемой поверхностью.

В зависимости от того, какая часть струи или пленки соприкасается с охлаждаемой поверхностью, можно осуществить процесс теплосъема как с помощью сплошных струй (или пленок), так и с применением диспергированной струи (или пленки). Под термином «сплошная струя» следует понимать характеристику, которая указывает на отсутствие видимого распада струи (пленки) на отдельные капли. Механизм гидродинамики и теплообмена в этих двух случаях существенно различен.

Целью настоящего исследования являлось определение гидродинамических характеристик жидких струй и пленок при использовании в составе спрейерного устройства [5] механических форсунок с соплами следующей конструкции:

одиночное отверстие в тонкой стенке цилиндрической формы;

одиночное отверстие в тонкой стенке щелевидной прямоугольной формы.

Для проверки работоспособности спрейерного устройства, а также для определения его гидродинамических характеристик оно было включено в состав установки, разработанной для объемного термического модифицирования (ОТМ) плоских заготовок [6]. На данной установке исследовалась технология упрочнения с использованием печного нагрева заготовок и последующего охлаждения их водой в спрейерных устройствах. Принципиальная технологическая схема модуля приведена на рис. 1.

В соответствии с приведенным вариантом ОТМ реализуются следующие параметры технологических режимов: давление в ресивере от 0,1 до 0,45 Мпа, температура нагрева заготовок до 1173 К, продолжительность процесса охлаждения в спрейерном устройстве до 10 с, обеспечение заданной остаточной температуры заготовки до 473 К, обеспечение равномерного охлаждения поверхности заготовки, скорость охлаждения заготовки не менее критической для стали ПП, секундный расход охлаждающей среды не более 80 л/с.



Рис. 1. Принципиальная технологическая схема модуля для объемного термического модифицирования плоских заготовок: 1 – резервуар (5 м<sup>3</sup>); 2 – ресивер (0,8 м<sup>3</sup>); 3 – закалочная ванна; 4 – спрейеры; 5,11 – кран шаровой фланцевый; 6 – насос бустерный; 7 – потенциометр; 8,12 – пневмоклапан; 9 – регулятор давления; 10 – манометр МП-100; 13 – станция водоохлаждения; 14 – насос бустерный горизонтальный

Экспериментальная установка работала следующим образом. После открытия шарового вентиля 11 жидкость через пневмоклапан 12 по трубопроводу поступала в спрейер 4 и далее на охлаждаемый образец. Жидкость собиралась в закалочной ванне 3 и затем подавалась насосом 14 в станцию водоохлаждения 13 и далее в емкость 1. Требуемое давление в ресивере 2 создавал насос 6. В процессе проведения испытаний проводились измерения расхода охлаждающей жидкости (мл/с) и давления в ресивере.

По результатам гидродинамических испытаний для всех видов используемых в опытах сопел были определены фактические коэффициенты расхода. Эксперименты проводились при перепаде давления жидкости на форсунке 0,35 Мпа и температуре подаваемой воды 18 °C. Коэффициент расхода  $\mu$  определялся как отношение измеренной в ходе опытов величины объемного расхода  $Q_3$  к расчетной величине объемного расхода  $Q_T$ [7]:

$$\mu = Q_{3}/2$$

Расчетная величина объемного расхода определялась по зависимости:

$$Q_{\rm T} = f \cdot V = f \cdot \left(\frac{2\Delta p}{\rho_{\rm I}}\right)^{0.5},$$

где f – площадь поперечного сечения сопла, м<sup>2</sup>;  $\rho_1$  – плотность жидкости, кг/м<sup>3</sup>; V – скорость струи (пленки) на срезе сопла, м/с;  $\Delta p$  – перепад давления на сопле, Па.

Результаты обработки опытных данных представлены в табл. 1. Сопло № 1 было выполнено в виде цилиндрического отверстия, сопла № 2–4 представляли собой щелевидные прямоугольные отверстия.

Из анализа представленных в табл. 1 данных видно, что наиболее эффективными с точки зрения использования расхода охлаждающей жидкости являются сопла, выполненные в виде плоских прямоугольных щелей (№ 2–4). Коэффициент расхода для них изменяется в пределах от 0,8 до 0,84, в то время как для цилиндрического сопла он равен 0,62.

В работе [7] показано, что для струйных форсунок можно достичь более высоких значений коэффициента расхода (до 0,87) посредством профилирования цилиндрического сопла, создания конических сопел и т.д. Однако все это приводит к удорожанию конструкции распыливающего устройства, особенно тогда, когда необходимо обеспечить равномерное распределение потока охлаждающей жидкости по всей орошаемой поверхности нагретого изделия. В этом случае количество отверстий в стенке водопадающего коллектора может достигать тысячи и более штук [4].

				o mingu				
N⁰	Диаметр	Ширина	Длина	Площадь	Отношение	Расчетный	Измерен	Коэф-
соп	сопла <i>d</i> ,	сопла	сопла	попереч-	длины сопла	расход		фици-
	MM	$h_0$ , мм	$d_0$ , мм	ного сече-	к ширине,	воды $Q_{\scriptscriptstyle \mathrm{T}}$ ,	ный	ент
ла				ния сопла	$d_0/h_0$	мл/с	расход	расхода
				$f. MM^2$			воды $Q_{\scriptscriptstyle 3}$ ,	μ
				<i>J</i> <sup>3</sup>			мл/с	
1	1,5	-	-	1,77	-	46,4	28,8	0,62
2	-	0,5	2,0	1,0	4,0	26,2	21,0	0,8
3	-	1,0	1,0	1,0	1,0	26,2	21,0	0,8
4	-	0,67	1,5	1,0	2,24	26,2	22,0	0,84

Таблица 1. Определение фактического коэффициента расхода

Полученные опытные данные по гидродинамике для щелевых сопел № 2–4 хорошо согласуются с результатами экспериментальных исследований [8,9], где было установлено, что для плоской прямоугольной щели коэффициент расхода зависит только от величины отношения длины сопла  $d_0$  к его ширине  $h_0$ . Причем оптимальным является диапазон 1,7  $\leq d_0/h_0 \leq 2,4$ . В этом случае коэффициент расхода щелевого сопла находится в пределах  $0,81 \leq \mu \leq 0,85$ . Показано, что использовать щелевые сопла с соотношением геометрических характеристик  $d_0/h_0 < 1,7$  или  $d_0/h_0 > 2,4$  нецелесообразно, так как в этом случае величина коэффициента расхода снижается.

Как отмечалось выше, помимо расходной характеристики сопла, важным гидродинамическим параметром является длина нераспавшейся части струи (пленки). Зная величину этого параметра, можно орошать нагретую поверхность детали либо сплошными струями (пленкой), либо посредством системы капель жидкости. В результате, изменяя расстояние от поверхности охлаждаемого объекта до среза сопла, можно регулировать интенсивность теплосъема с орошаемой поверхности, добиваясь необходимой величины скорости охлаждения изделия. Необходимо отметить, что гидродинамические характеристики жидких струй и пленок, вытекающих из сопел, являются исходными данными для последующего решения задачи теплообмена.

В работе [10], в частности, представлен механизм экспериментального исследования степени содействия спутного воздушного потока интенсификации теплопереноса за счет группировки капель в *дуге*. Воздушный поток подавался на поверхность теплообменника непрерывными струями. Анализ видеоданных показал, что у поверхности теплообмена наблюдались два основных размера капель: крупные – 120–150 мкм и мелкие – 45–50 мкм. При этом капли с малой массой за счет вязкости воздуха отстают от капель с большой массой, которые достигают охлаждаемой поверхности в первую очередь.

Спутный поток воздуха импульсного спрея приводит к дополнительной интенсификации теплообмена по сравнению с капельным режимом течения. При этом установлено значительное расслоение капель по размерам по мере их перемещения от источника к теплообменной поверхности. Это сказывается на закономерностях осаждений капель, формировании жидких пленок и их испарении.

При вытекании жидкости из щелевидного сопла (сопла № 2–4) образуется веерообразная пленка, плоская с двух сторон. Распад пленки происходит вследствие перфорации ее поверхности отверстиями, вплоть до появления тонких нитей, распадающихся на отдельные капли [8,9]. Для определения длины (радиуса)

нераспавшейся части жидкой пленки, вытекающей из плоской щели, воспользуемся следующей критериальной зависимостью [9]:

$$L = 18 \cdot M^{-1} \cdot \binom{W_1}{L}^{0.5} \cdot \binom{W_1}{L} + 1 \cdot \binom{W_1}{L} - 1^{-2}, \qquad (1)$$

где M =  $\rho_2 / \rho_1$  – критерий, учитывающий инерционные свойства газовой среды и жидкости;  $\rho_2$ ,  $\rho_1$  – плотности воздушной и водяной сред, кг/м<sup>3</sup>;  $L = r^2 / K$  – безразмерная длина пленки; r – радиус нераспавшейся части пленки, м; K – эмпирический параметр, зависящий от отношения  $d_0/h_0$ , м<sup>2</sup>[8];  $W_1 = \rho_1 V^2 K^{0.5} \sigma^{-1}$  – критерий Вебера;  $\sigma$  - величина поверхностного натяжения, H/м;  $V = \mu (2 \Delta p / \rho_1)^{0.5}$  – скорость пленки на срезе сопла, м/с;  $\mu$  – коэффициент расхода сопла;  $\Delta p$  – перепад давления на сопле, Па.

Определение величины радиуса *r* нераспавшейся части пленки выполнялось для сопла № 4 (см. табл. 1), так как зависимость (1) справедлива для щелевых сопел с соотношением геометрических характеристик, находящихся в пределах  $1,7 \le d_0/h_0 \le 2,4$  (оптимальный диапазон). В нашем случае для сопла № 4 имеем:  $d_0/h_0 = 2,24$ . Тогда, согласно данным [8], величина безразмерного коэффициента K =  $13 \cdot 10^{-8}$  м<sup>2</sup>, а коэффициент расхода равен  $\mu = 0,85$ .

Расчет производился для следующего диапазона изменения перепада давления:  $\Delta p = (0,5-10) \ 10^5$  Па. Теплофизические характеристики воды и воздуха были взяты при температуре сред 18 °C. Тогда величина критерия M=1,21·10<sup>-3</sup> < 1,3·10<sup>-3</sup>, что позволило использовать зависимость (1).

Уравнение (1) преобразовано к следующему виду:

$$BY^{2} = 14876 \cdot \left(\frac{AX}{Y^{2}}\right)^{0.5} \cdot \left(\frac{AX}{Y^{2}} + 1\right) \cdot \left(\frac{AX}{Y^{2}} - 1\right)^{-2},$$

где  $A = 2 \mu^2 K^{1,5} \sigma^{-1}; B = K^{-1}.$ 

Решение производилось итерационным методом. При этом диапазон изменения задаваемых ( $\Delta p$ ) и искомых  $\mathbb{R}$  величин был принят следующим:

 $X = \Delta p = (0, 1-10) \cdot 10^5$ ,  $\Pi a;$ 

 $Y = r = (0, 1-200) \cdot 10^{-3}$ , м.

Результаты расчета представлены в табл. 2 и на рис. 2.

Т		$\sim$			0	
	$00\pi III0$		$\pi n n n n n n n n n n n n n n n n n n n$	$n_0 \pi \pi \pi \pi n_0$	1100000000000000000000000000000000000	x.
	$a_{UIIIII}a_{Z}$	• • •		מתוארת	і вспаснавнісися части пліськи	1
-	acomiga =.	$\sim$	пределение	радит, са		
	,					

Перепад давления $\Delta p \cdot 10^{-5}$ , Па	0,5	1,0	2,0	3,5	5,0	8,0	10,0
Радиус нераскрывшейся части пленки <i>r</i> , мм	24	26	33	40	42	50	54
Скорость пленки на срезе сопла V, м/с	8,5	12	17	23	27	34	38



Рис. 2. Зависимость величины радиуса нераскрывшейся части пленки от величины

Из анализа полученных результатов видно, что на начальном этапе в диапазоне величин перепада давления от 0 до 0,5 кгс/см<sup>2</sup> происходит быстрый рост длины жидкой пленки. В дальнейшем наблюдается достаточно плавное возрастание величины радиуса нераскрывшейся части пленки по мере роста перепада давления воды на форсунке

На основе выполненных исследований гидродинамических характеристик спрейерного устройства можно сделать следующие выводы.

В практически важном для работы спрейерного устройства диапазоне изменения перепада давления на форсунке (0,2–0,4 Мпа) опытным путем определены коэффициенты расхода для сопел цилиндрической и щелевидной форм. Показано, что наиболее оптимальными являются расходные характеристики плоского щелевидного сопла, отношение длины которого к его ширине находится в пределах 1,7–2,4. В этом случае коэффициент расхода сопла находится в пределах 0,81–0,85.

В широком диапазоне изменения перепада давления на плоском щелевидном сопле рассчитана длина нераспавшейся части жидкой пленки, что позволило определить границы орошения охлаждаемой поверхности детали посредством сплошной пленки.

Результаты проведенных гидродинамических исследований использованы при разработке и создании высокопроизводительного устройства для закалки деталей рабочих органов почвообрабатывающих машин.

#### Список использованных источников

1. Теплообмен при охлаждении высокотемпературных плоских образцов в большом объеме сильно недогретой воды / В.А. Немцев [и др.] // Материалы XIV Минского междунар. Форума по тепло- и массообмену, Минск, 10–13 сентября 2012 г.: в 2 т. /

Институт тепло- и массообмена им. А.В. Лыкова НАН Беларуси; редкол.: О.Г. Пенязьков [и др.]. – Минск, 2012. – Т. 1, Ч. 1. – С. 210 – 214.

2. Энциклопедический справочник термиста-технолога: в 3 т. / С.Б. Масленков [и др.]. – М.: Наука и технологии, 2003. – Т. 1. – 392 с.

3. Динер, А. Обзор литературы по теплоотдаче при струйном охлаждении / А. Динер // Черные металлы. – 1976. – № 4. – С. 26–29.

4. Исаченко, В.П. Струйное охлаждение / В.П. Исаченко. – М.: Энергоатомиздат, 1984. – 216 с.

5. Спрейер для быстрого охлаждения плоских деталей: пат. 2208 Респ. Беларусь / Г.Ф. Бетеня, Д.П. Литовчик [и др.]. – Опубл. 2005.

6. Технологический модуль для закалки деталей: пат. 2139 Респ. Беларусь / Г.Ф. Бетеня, Д.П. Литовчик [и др.]. – Опубл. 2005.

7. Распыливание жидкостей / Ю.Ф. Дитякин [и др.]. – М.: Машиностроение, 1977. – 208 с.

8. Clark, C.L. The dynamics of the rim of an spray sheets. / C.L. Clark, N. Dombrowski // Chemical Engeneering Science. – 1971. – Vol. 26. – P. 1949–1952.

9. Dombrowski N. The effect of ambient density on drop formation in sprays / N. Dombrowski, P. Hooper // Chemical Engeneering Science. – 1962. – Vol. 17. – P. 291–305.

10. Терехов, В.И. Влияние параметров спутного потока воздуха на теплообмен импульсного спрея / В.И. Терехов, А.Д. Назаров, А.Ф. Серов. // Материалы XIV Минского междунар. Форума по тепло- и массообмену, Минск, 10–13 сентября 2012 г.: в 2 т. / Институт тепло- и массообмена им. А.В. Лыкова НАН Беларуси; редкол.: О.Г. Пенязьков [и др.]. – Минск, 2012. – Т. 1, Ч. 1. – С. 297 – 299.

## Г.М. ЖМУРА., В.Н. СОЛОВЬЕВ, И.Г. ПЛЕЩАНКОВ, М.Л. ЖЕМЖУРОВ, А.А. ШАШЕРИН

## **ДОЗОВЫЕ НАГРУЗКИ РАБОТНИКОВ ПРОМЫШЛЕННОГО ПОЛИГОНА ЗОЛЬНЫХ ОТХОДОВ ТЭЦ НА МЕСТНЫХ ВИДАХ ТОПЛИВА**

# Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны НАН Беларуси e-mail: georgiyzhmura@mail.ru

В Беларуси последовательно реализуется концепция увеличения в топливном балансе доли возобновляемых источников энергии и местных видов топлива (МВТ), включая кусковой и фрезерный торф, торфобрикет, дрова, топливную щепу, отходы древесные, смесевые композиции и др. Доля МВТ в потреблении котельнопечноготоплива повысилась в 2015 г. до уровня 28 %, планируется ее увеличение в 2020 г. до 30-32 %. Приемлемые топливные характеристики торфа, значительные ресурсы, низкая стоимость добычи И подготовки топлива способствовали широкому использованию торфа для прямого сжигания в энергетических, теплогенерирующих и технологических установках. Так, за период 2005 – 2013 гг. в стране было использовано в качестве топлива около 23 млн т торфа, что позволило снизить импорт углеводородов на уровне 6 млн т у.т. Чернобыльская катастрофа и выпадения активности создали условия, при которых торф некоторых залежей Беларуси загрязнен радионуклидами цезием-137 и стронцием-90. Активность золы при сжигании торфа возрастает в результате процесса концентрирования радионуклидов в зольных отходах, а высокая зольность торфа и смесевых композиций сопровождается образованием до 200 тыс. т зольных отходов в год. Часть золы может быть загрязнена радионуклидами уровня радиоактивных отходов (РАО) и выше. Учитывая тот факт, что зольные отходы захораниваются на полигонах бытовых отходов, которые обслуживаются работниками ТЭЦ, не являющимися персоналом (лица, допущенные к работе с ИИИ), возникает вопрос о том, какие дозовые нагрузки они получают.

Научным учреждением «ОИЭЯИ – Сосны» проводилось обследование территории золоотвала типовой ТЭЦ в Гомельской области: проведены измерения мощности эквивалентной дозы (МЭД) гамма-излучения и отобраны пробы в точках сетки шагом 20 м, в лабораторных условиях проведены измерения этих проб на содержание радионуклидов. Результаты обследования представлены в работе [1].

Фоновые значения гамма-съемки составили 0,05мкЗв/ч. Среднее значение МЭД по всем измерениям в точках сетки на высоте 1 м равно 0,07 мкЗв/ч без учета фона. Удельная активность цезия-137 в объединенной пробе зольных отходов составила 1045 Бк/кг. Определены 5 участков (Р1, Р2, Р3, Р4, Р5) с наибольшими значение МЭД гаммаизлучения. Результаты измерений МЭД и плотности потока бета-частиц на высоте 0,1 м приведены в табл.1. Удельные активности цезия-137 в объединенных пробах зольных отходов с участков Р1, Р2, Р3, Р4, Р5 составили соответственно 18700, 76500, 23900, 8200, 12200 Бк/кг.

На рис. 1 приведены соотношения удельных активностей объединенных проб А(Бк/кг), средних МЭД (мкЗв/ч) и средних потоков бета-частиц (β-част./(см<sup>2</sup>·мин) для участков Р1, Р2, Р3, Р4, Р5. Как видно из рис., наблюдается корреляция загрязненности, плотности потока бета-частиц и МЭД по этим участкам.

Коэффициент корреляции между удельными активностями объединенных проб для участков Р1, Р2, Р3, Р4, Р5 и средними потоками бета-частиц равен 0,991, между удельными активностями объединенных проб и средними МЭД на этих участках – 0,813, а между МЭД и потоками бета-частиц – 0,851.



Рис. 1. Соотношение загрязненности, плотности потока бета-частиц и мощности эквивалентной дозы по участкам

Для оценки дозовых нагрузок лиц, работающих на золоотвале, от гамма-излучения зольных отходов, используем вышеприведенные данные о средних МЭД и плотностях потока бета-частиц на поверхность человеческой ткани (хрусталик глаза), а также данные о времени их нахождения, которые представлены в табл. 1. Здесь же приведены величины годовых эквивалентных доз работающих, которые можно трактовать как наиболее вероятные.

	Время	Средняя	*Средняя	Годовая	Годовая
	нахожде-	мощность	плотность потока	эквивалент	эквивалентная
Специальность	ния	эквивалент	бета-частиц на	ная доза	доза Н <sub>β</sub> , мкЗв
	человека	ной дозы,	поверхность ткани,	Н <sub>γ</sub> , мкЗв	
	в год, ч	мкЗв/ч	β-част./(см <sup>2</sup> ·мин)		
Водитель	25,6	0,12	7,3	3,1	9,2
автомобиля по					
перевозке					
зольных отходов					
Водитель	6	0,12	7,3	0,7	2,2
погрузчика					
Рабочий по	6	0,12	7,3	0,7	2,2
покосу					
растительности					
Электромонтер	2	0,12	7,3	0,2	0,3
Слесарь по	2	0,12	7,3	0,2	0,3
ремонту					
тепловых сетей					

Таблица 1. Наиболее вероятные годовые эквивалентные дозы лиц, ра	аботающих
на золоотвале	

\*Плотность потока бета-частиц рассчитана исходя из средней интегральной активности золоотвала и коэффициента корреляции по пяти участкам с наибольшими значениями интегральной активности и плотностями потоков бета-частиц.

Более загрязненным из пяти участков с наибольшими значениями МЭД гаммаизлучения и плотностей потоков бета-частиц является участок Р2. В табл. 2 представлены оценки максимальных эквивалентных доз  $H_{\gamma}$  от гамма-излучения зольных отходов для работающих на золоотвале при нахождении человека на участке Р2 (МЭД = 4,2 мкЗв/ч).

Оценку эквивалентной дозы, создаваемой бета-частицами на поверхности человеческой ткани, можно сделать по формуле

$$H_{\beta}\left(\frac{3e}{c}\right) = \varphi D_{k}t, \qquad (1)$$

где  $\varphi$  – плотность потока на поверхность биологической ткани,  $\beta$ -част./(см<sup>2</sup>·с); D<sub>k</sub> – эквивалентная доза на единичный флюенс для бета-частиц, Зв ·см<sup>2</sup>; t – время облучения, с.

Максимальная измеренная плотность потока  $\beta$ -частиц зарегистрирована на 0,1 м от поверхности участка Р2  $\varphi = 538 \beta$ -част./(см<sup>2</sup>·мин) или 9  $\beta$ -част./(см<sup>2</sup>·с). Значение дозового коэффициента  $D_{kM} = 3,8\cdot10^{-10}$  Зв·см<sup>2</sup> для цезия-137 ( $\overline{E}_{\beta} = 0,195$  МэВ) взято из табл. З приложения 10 [2]. Результаты расчетов максимальной эквивалентной дозы H<sub> $\beta$ </sub> от облучения бета-частицами хрусталика глаза и кожи представлены в табл. 2.

	Время	Годовая	Годовая
Специальность	нахождения	эквивалентная	эквивалентная доза
	человека в	доза Н <sub>γ</sub> , мкЗв	Нβ, мкЗв
	год, ч		
Водитель автомобиля по	25,6	108	320
перевозке зольных отходов			
Водитель погрузчика	6	25	74
Рабочий по покосу	6	25	74
растительности			
Электромонтер	2	8	25
Слесарь по ремонту тепловых	2	8	25
сетей			

Таблица 2. Максимальные дозовые нагрузки лиц, работающих на золоотвале

Из табл.1 и 2 видно, что наиболее вероятные и максимальные эквивалентные дозы на все телоот гамма-излучения и максимальные эквивалентные дозы от гамма- и бетаизлучения на хрусталик глаза лиц, работающих на золоотвале, не превысят пределов доз для населения в соответствии с приложением 1 [2].

Сделаем расчетную оценку величины мощности дозы на золоотвале по измеренным удельным активностям цезия-137 отобранных проб.

Представим золоотвал как полубесконечный источник с равномерным распределением активности. Для этого используем гамма-метод для полубесконечных и бесконечных объемных равномерных источников. Согласно [3] мощность поглощенной дозы на поверхности полубесконечного равномерного изотропного источника с учетом рассеянного излучения составит

$$P = \frac{2\pi\Gamma_{\gamma}A_{V}}{\mu_{nor.s}},$$

(2)

где A<sub>V</sub> – объемная активность источника, Бк/м<sup>3</sup>;  $\Gamma_{\gamma}$  – гамма-постоянная радионуклида,  $\frac{a\Gamma p \times m^2}{c \times E\kappa}$ ;  $\mu_{noc.s}$  – линейный коэффициент поглощения энергии фотонов в материале источника, м<sup>-1</sup>.

Линейный коэффициент поглощения энергии фотонов в материале источника можно записать как

$$\mu_{no2s} = \overline{\mu}_{no2s} \rho, \tag{3}$$

 $\mu_{nor.s}$  – массовый коэффициент поглощения энергии фотонов в материале источника, м<sup>-1</sup>;  $\rho$  – плотность зольных отходов, кг/м<sup>3</sup>.

Использование массовых коэффициентов поглощения энергии фотонов удобно тем, что с их помощью можно рассчитать линейные для любой плотности вещества.

С учетом имеющихся в наличии экспериментальных данных об удельной активности проб золоотвала (Бк/кг) представим объемную активность A<sub>V</sub> в следующем виде:

$$A_{\nu}\left(\frac{E\kappa}{M^{3}}\right) = A\left(\frac{E\kappa}{\kappa^{2}}\right) \times \rho\left(\frac{\kappa^{2}}{M^{3}}\right).$$
(4)

Тогда перепишем формулу (2):

$$P = \frac{2\pi\Gamma_{\gamma}A\left(\frac{E\kappa}{\kappa^{2}}\right)}{\overline{\mu}_{noc.s}}.$$
(5)

В литературе для зольных отходов отсутствуют линейные и массовые коэффициенты поглощения энергии фотонов. Зольные отходы представляют собой набор элементов (углерод, кремний и др.) в основном из верхней части таблицы Менделеева. Для этих элементов массовые коэффициенты поглощения энергии фотонов приблизительно одинаковы. Учитывая вышесказанное, примем, что для гамма-квантов радионуклида цезия-137 с энергией E=0,662 МэВ массовый коэффициент поглощения энергии фотонов в зольных отходах составляет 0,0029 м<sup>2</sup>/кг.

Нужно отметить, что гамма-метод применим для верхней части таблицы Менделеева (легкоатомные среды) при соблюдении закона лучевого равновесия (размеры источника должны превосходить 3–4 длины свободного пробега) и источник не должен быть экранирован.

Оценим длину свободного пробега в золоотвале, величина которой обратна коэффициенту ослабления гамма-квантов в веществе. Если придерживаться логики принятия значения массового коэффициента поглощения энергии в зоолотвале (0,0029  $M^2/k\Gamma$ ), то массовый коэффициент ослабления гамма-квантов будет равен 0,0077  $M^2/k\Gamma$ . Используя формулу, аналогичную (3), рассчитаем коэффициент ослабления гамма-квантов, учитывая, что плотность отобранных проб золоотвала варьируется от 660 до 1140 кг/м<sup>3</sup>. Коэффициент ослабления гамма-квантов с энергией E=0,662 МэВ радионуклида цезия-137 в зольных отходах составляет от 5,1 м<sup>-1</sup> до 8,8 м<sup>-1</sup>. Тогда четыре длины свободного пробега составят соответственно от 0,8 до 0,45 м.

Рассчитаем мощность эквивалентной дозы на поверхности золоотвала с равномерно распределенной активностью 1045 Бк/кг. Для радионуклида цезия-137 гамма-постоянная

 $\Gamma_{\gamma} = 21,33 \ \frac{a\Gamma p \times m^2}{c \times E\kappa}$ . Коэффициент перехода от мощности поглощенной дозы в воздухе к мощности эквивалентной дозы для мягкой биологической ткани равен

$$\frac{H\left(\frac{3e}{c}\right)}{P\left(\frac{\Gamma p}{c}\right)} = \frac{\overline{\mu}^{mkanu}_{nozs}}{\overline{\mu}_{nozs}} = 1,09.$$

Расчетная МЭД на поверхности золоотвала составит 0,19 мкЗв/ч.

В расчетах геометрия поверхности принималась идеально ровной, а реальная поверхность золоотвала таковой не является. Этим и можно объяснить разницу между измеренной мощностью эквивалентной дозы (средней) 0,12 мкЗв/ч и расчетной – часть гамма- квантов поглощается и рассеивается неровностями поверхности золоотвала.

Оценим радиационную обстановку в кабине водителя автомобиля по перевозке контейнера с зольными отходами. Облучение водителя, находящегося в кабине автомобиля, гамма-излучением от зольных отходов в контейнере представим как облучение от шарового поглощающего источника.

Поток нерассеянного излучения на расстоянии α от центра шара радиусом R за плоской защитой толщиной d рассчитаем по формуле [4]:

$$\phi = \frac{q_{v}R}{2} \int_{\frac{a}{R}-1}^{\frac{a}{R}+1} dr \times \int_{0}^{\theta(r)} \exp\left[-\mu_{s}R \times \gamma(r,\theta) - \frac{\mu d}{\cos\theta}\right] \sin\theta d\theta,$$
(6)

где q<sub>V</sub> – мощность источника на единицу объема,  $\frac{\gamma - \kappa ванm}{cM^3 \times c}$ ;  $\mu_s$  – коэффициент ослабления гамма-квантов в материале источника, м<sup>-1</sup>;  $\mu$  – коэффициент ослабления гамма-квантов в материале защиты, м<sup>-1</sup>;

$$\gamma(r,\theta) = r - \frac{a}{R}\cos\theta + \sqrt{1 - \left(\frac{a}{R}\right)^2 \sin^2\theta}; \ \theta(r) = \arccos\frac{\left(\frac{a}{R}\right) + r^2 - 1}{2r \times \frac{a}{R}}$$

График функции  $M\left(\frac{\alpha}{R}; \mu_s R; \mu d\right) = \frac{\pi R}{2a} \int_{\frac{a}{R}-1}^{\frac{R}{R}+1} dr \times \int_{0}^{\theta(r)} \exp\left[-\mu_s R \times \gamma(r, \theta) - \frac{\mu d}{\cos\theta}\right] \sin\theta d\theta$ 

представлен в [4].

Рассеянное в источнике излучение можно учесть, использовавя фактор накопления в виде формулы Тейлора [3]:

$$B(\mu R) = A_1 \exp(-\alpha_1 \mu_s R) + (1 - A_1) \exp(-\alpha_2 \mu_s R), \qquad (7)$$

где А<sub>1</sub>,  $\alpha_1$ ,  $\alpha_2$  – коэффициенты в разложении фактора накопления.

Тогда плотность потока фотонов за защитой определяется как

$$I = [A_1 \Phi(\mu_s R) + (1 - A_1) \Phi(\mu_s R)], \qquad (8)$$

где  $\mu'_s = \mu_s (1 + \alpha_1); \ \mu''_s = \mu_s (1 + \alpha_2); \ \phi (\mu d)$  – плотность потока энергии нерассеянного излучения для данного источника.

Для моноэнергетических источников переход от мощности источника на единицу

объема к дозе осуществляется заменой в правой части сомножителя  $\frac{q_{\nu}}{4\pi}$  на A<sub>v</sub>  $\Gamma_{\gamma}$  [3].

Учитывая изложенноевыше, формулу (8) перепишем в виде

$$P\left(\frac{a\Gamma p}{c}\right) = 4 \times \alpha \times A_{v}\Gamma_{\gamma}\left[A_{1}M\left(\frac{\alpha}{R};\mu'_{s}R;\mu d\right) + (1-A_{1})M\left(\frac{\alpha}{R};\mu''_{s}R;\mu d\right)\right],$$
(9)

где Р – мощность поглощенной в воздухе дозы, аГр/с.

Исходя из объема перевозимых зольных отходов 6  $M^3$ , можно рассчитать эффективный радиус шарового источника R = 1,42 м. Примем расстояние от центра источника до водителя равное 2 м.

Плотность зольных отходов примем равной 900 кг/м<sup>3</sup>, исходя из средней плотности отобранных проб золоотвала. Тогда коэффициент ослабления для зольных отходов составит 6,93 м<sup>-1</sup>. Удельную активность зольных отходов примем равной 1045 Бк/кг. Коэффициенты А<sub>1</sub>, α<sub>1</sub>, α<sub>2</sub> в разложении фактора накопления возьмем, как для бетона.

Для перехода от мощности поглощенной дозы в воздухе к мощности эквивалентной дозы для мягкой биологической ткани формулу (9) умножим на коэффициент перехода 1,09.

Сделаем консервативную оценку радиационной обстановки, когда защита отсутствует, без учета поглощения материалом контейнера и кабины водителя. Такая оценка завысит результат, но не на много. Заключение о небольшом вкладе в ослабление излучения стенок контейнера и кабины водителя можно сделать на основании универсальной таблицы Н.Г. Гусева [3]. Для ослабления излучения в 1,5 раза необходимо 2,1 см железа. По нашим оценкам, суммарная толщина стенки контейнера и кабины водителя – менее 1 см железа.

МЭД в кабине водителя составит 0,08 мкЗв/ч. Годовая эквивалентная доза, которую может получить водитель при постоянном нахождении в течение рабочего дня рядом с контейнером зольных отходов, составит 160 мкЗв в год, что не превышает предел дозы для населения 1 мЗв в год.

Заключение. Наиболее вероятные годовые эффективные дозы работников промышленного полигона зольных отходов типовой ТЭЦ на местных видах топлива не превысят 10 мкЗв в год. Максимальная эффективная доза от гамма-излучения и максимальная эквивалентная доза от гамма- и бета-излучения на хрусталик глаза работников промышленного полигона зольных отходов не превысят пределов доз для населения.

#### Список использованных источников

1. Исследование радиационных характеристик золоотвала / В.Н. Соловьев, И.Г. Плещанков, А.С. Левчук, Г.И. Фокина, Н.Д. Кузьмина // Вестник Университета гражданской защиты МЧС Беларуси. – 2017. –Т. 1, № 3. – С. 277-282.

2. Критерии оценки радиационного воздействия: гигиенический норматив. – Утв. Постановлением Министерства здравоохранения Респ. Беларусь от 28.12.2012 № 213 //Нац. Реестр правовых актов Респ. Беларусь. – 2013.– 8/26850.

3. Машкович В.П. Защита от ионизирующих излучений: справочник. – 3-е изд., перераб. И доп.– М.: Энергоатомиздат, 1982.

4. Бергельсон, Б.Р. Справочник по защите от излучений протяженных источников / Б.Р. Бергельсон, Г.А.Зорикоев. – М.: Атомиздат, 1965.

### Г.М. Жмура, В.Н. Соловьев, И.Г. Плещанков

### ОЦЕНКА МОЩНОСТИ ЭКВИВАЛЕНТНОЙ ДОЗЫ ГАММА-ИЗЛУЧЕНИЯ НА ПОВЕРХНОСТИ ДОРОЖНОГО ПОКРЫТИЯ С ЗОЛЬНЫМИ ОТХОДАМИ, ЗАГРЯЗНЁННЫМИ ЦЕЗИЕМ-137

### Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны НАН Беларуси Минск, Беларусь e-mail: georgiyzhmura@mail.ru

При сжигании возобновляемых и местных видов топлива (MBT) – древесной щепы, торфа и смесей MBTна энергетических и теплогенерирующих объектах Беларуси образуется до 200 тыс. т золошлаковых отходов в год. Зола и шлаки вывозятся в основном на промышленные полигоны для длительного хранения (захоронения), безвозвратно теряются и создают риски негативного воздействия на население и окружающую среду. Повторное использование отходов – это не столько вопрос экономии материальных ресурсов, но также снижение площади земель под золоотвалы, улучшение экологии и, как следствие, здоровья населения. Ранее в СССР, а в настоящее время во многих странах накоплен опыт повторного использования (утилизации) золошлаковых материалов во многих отраслях: строительстве, мелиорации, сельском хозяйстве. Так, зола сухого улавливания и золошлаковые материалы используются для укрепления грунтов различного состава при строительстве дорог, в том числе лесных, как в виде самостоятельного материала, так и в составе комплексного вяжущего (в сочетании с органическими и неорганическими вяжущими смолами).

В Беларуси часть зольных отходов загрязнена радионуклидами чернобыльского выброса, что ограничивает их утилизацию с учетом радиационного воздействия на население и окружающую среду. Отметим, что технология повторного использования загрязненных радионуклидами золошлаков, например, в дорожном строительстве рассмотрена и разрешена Шведским управлением по радиационной безопасности.В Правилах радиационной безопасности при обращении с загрязненной золой (SSVFS 2012) указаны условия, ограничивающие использование золы, мощность эквивалентной дозы (МЭД) гамма-излучения над полотном дороги должна быть до 0,5 мкЗв/ч, а при превышении необходима отсыпка дороги с использование <sup>137</sup>Cs грунтовых вод вблизи построенного объекта.

Целью данной работы являлась оценка МЭД гамма-излучения на поверхности дорожного покрытия с зольными отходами, загрязнёнными <sup>137</sup>Cs. Рассматривались два варианта: первый консервативный – на поверхности слоя зольных отходов дорожного полотна с загрязненной золой до уровня твердых радиоактивных отходов (РАО) для умеренного количества материала без отсыпки грунтом, второй – на поверхности двухслойного дорожного покрытия (нижний слой – зольные отходы, верхний слой – песчаное покрытие толщиной 0,17 м).

Рассмотрим один из вариантов двухслойногодорожного покрытия: нижний слой – зольные отходы, верхний – песчаное покрытие. Оценим МЭД гамма-излучения от слоя зольных отходов, загрязнённого цезием-137, уровня РАО (10<sup>4</sup> Бк/кг) для умеренных количеств материала [1], как от источника в виде бесконечной пластины с расположенной параллельно защитой.

Согласно [2] плотность потока гамма-квантов, создаваемого бесконечной пластиной толщиной h как объемным источником с равномерным распределением мощности источника за защитой толщиной d, определяется выражением

$$\psi = \frac{S_{\nu}}{2\mu_{s}} \Big[ E_{2} (\mu d) - E_{2} (\mu d + \mu_{s} h) \Big], \qquad (1)$$

где  $S_V$  – мощность источника;  $\mu_S$  – коэффициент ослабления в материале источника, м<sup>-1</sup>; h – толщина источника, м;  $\mu$  – коэффициент ослабления в материале защиты, м<sup>-1</sup>; d – толщина защиты, м.

Функция Е2 определяется выражением

$$E_{2} = e^{-x} - x \times E_{1}(x), \tag{2}$$

а функция  $E_1 = \int_{x}^{\infty} \frac{e^{-y}}{y} dy$ . Отметим, что функцию  $E_1$  можно представить в виде ряда

$$E_1 = -\ln(0,577216x) - \sum_{n=0}^{\infty} \frac{(-1)^n x^n}{n!n}.$$

Рассеянное в защите излучение можно учесть, используя фактор накопления в виде формулы Тейлора [2]:

$$B(\mu d) = A_1 \exp(-\alpha_1 \mu d) + (1 - A_1) \exp(-\alpha_2 \mu d), \qquad (3)$$

где А<sub>1</sub>,  $\alpha_1$ ,  $\alpha_2$  – коэффициенты в разложении фактора накопления.

Тогда плотность потока фотонов за защитой определяется как

$$I = [A_1 \psi(\mu' d) + (1 - A_1) \psi(\mu'' d)], \qquad (4)$$

где  $\mu' = \mu (1 + \alpha_1); \mu'' = \mu (1 + \alpha_2).$ 

Для моноэнергетических источников переход от мощности источника на единицу объема к дозе осуществляется заменой в правой части сомножителя  $S_V$  на  $4\pi A_v \Gamma_\gamma$ ,

где  $A_v$  – активность источника,  $Б\kappa/M^3$ ;  $\Gamma_{cu}$  – гамма-постоянная,  $\frac{a\Gamma p \times M^2}{c \times K}$ . Для

радионуклида цезия-137 гамма-постоянная  $\Gamma_{\gamma} = 21,33 \frac{a\Gamma p \times M^2}{c \times K}$ . Учитывая изложенное выше, формулу (1) перепишем в виде

$$P = \frac{2\pi A_v \Gamma_{\gamma}}{\mu_s} \Big\{ A_1 \Big[ E_2 \big( \mu'd \big) - E_2 \big( \mu'd + \mu_s h \big) \Big] + (1 - A_1) \Big[ E_2 \big( \mu''d \big) - E_2 \big( \mu''d + \mu_s h \big) \Big] \Big\} \delta \quad , (5)$$

где P – мощность поглощенной в воздухе дозы, аГр/с;  $\delta$  – поправка фактора накопления в бесконечной геометрии на барьерность среды.

С учетом имеющихся в наличии экспериментальных данных об удельной активности проб золы (Бк/кг) представим объемную активность как

$$A_{\nu}\left(\frac{E\kappa}{M^{3}}\right) = A_{m}\left(\frac{E\kappa}{\kappa^{2}}\right) \times \rho\left(\frac{\kappa^{2}}{M^{3}}\right),$$
(6)

где  $\rho$  – плотность золы, кг/м<sup>3</sup>. Отметим также, что  $\overline{\mu}_s = \frac{\mu_s}{\rho_s}$ , где  $\overline{\mu}_s$  – массовый

коэффициент ослабления в материале источника, м<sup>2</sup>/кг.

Учитывая, что коэффициент перехода от мощности поглощенной дозы в воздухе к МЭД для мягкой биологической ткани равен

$$\frac{H\left(\frac{3e}{c}\right)}{P\left(\frac{\Gamma p}{c}\right)} = \frac{\overline{\mu}_{nor.s}}{\overline{\mu}_{nor.s}} = 1,09.$$

получим следующее выражение для расчета мощности эквивалентной дозы (мкЗв/ч):

$$H = \frac{5,26 \times 10^{-7} \,\mathrm{A_m}}{\overline{\mu}_s} \Big\{ \mathrm{A_1} \Big[ E_2 \big( \mu'd \big) - E_2 \big( \mu'd + \mu_s h \big) \Big] + (1 - \mathrm{A_1}) \Big[ E_2 \big( \mu''d \big) - E_2 \big( \mu''d + \mu_s h \big) \Big] \Big\} \delta \quad . \tag{7}$$

Плотность дорожного покрытия, вероятнее всего, будет близка по величине плотности бетона, в расчетах примем плотность источника и защиты, равной 2300 кг/м<sup>3</sup>.

В литературе для зольных отходов линейных и массовых коэффициентов ослабления энергии фотонов нет. Зольные отходы представляют собой набор элементов: кальций, кислород, калий, натрий, магний, фосфор, сера и др.

Для этих элементов таблицы Менделеева массовые коэффициенты ослабления энергии фотонов приблизительно одинаковы. Использование этих коэффициентов ослабления (поглощения) энергии фотонов удобно тем, что с их помощью можно рассчитать линейные для любой плотности вещества.

Учитывая вышеизложенное примем, что для гамма- квантов радионуклида цезия-137 с энергией Е=0,662 МэВ массовый и линейный коэффициенты ослабления энергии фотонов в зольных отходах составят соответственно 0,0077 м<sup>2</sup>/кг и 17,7 м<sup>-1</sup> [2].

Коэффициенты в разложении фактора накопления для бетона A<sub>1</sub>,  $\alpha_1$ ,  $\alpha_2$  равны соответственно106,1, -0,0575, -0,0389 [2]. Поправку фактора накопления в бесконечной геометрии на барьерность среды примем равной 0,815 [2]. Согласно рекомендациям работы [3], при наличии защиты для моноэнергетического источника рассеянное излучение можно не учитывать с погрешностью 20 %, если толщина защиты превышает 3 длины свободного пробега в бетоне. Длина свободного пробега – это величина, обратная коэффициенту ослабления гамма-квантов в веществе. Соответственно 3 длины свободного пробега в бетоне 0,17 м. Значения функции E<sub>2</sub> представлены в работе [2].

Рассчитаем МЭД для дорожного покрытия, состоящего из слоя золы толщиной 0,3 м (источник) и слоя песка (защита) толщиной 0,17 м. На поверхности дорожного покрытия она составит 0,1 мкЗв/ч без учета фона. Эта величина МЭД гамма-излучения на уровне естественного гамма-фона (до 0,20 мкЗв/ч).

Дозовая нагрузка на рабочего, обслуживающего такую дорогу (время работы принималось равным 1008 ч в год, или 50 % от годовой нормы), составит 0,1мЗв.

Рассмотрим также вариант использования золы без защитного слоя из песка. Для этого используем гамма-метод для полубесконечных и бесконечных объемных равномерных источников. Согласно [2] МЭД на поверхности полубесконечного равномерного изотропного источника с учетом рассеянного излучения составит

$$H = 1,09 \times \frac{2\pi\Gamma_{\gamma}A_{V}}{\mu_{nor.s}},\tag{8}$$

где  $\mu_{no2.s}$  – линейный коэффициент поглощения энергии фотонов в материале источника, м<sup>-1</sup>.

Данный коэффициент можно записать как  $\mu_{nors} = \overline{\mu}_{nors} \rho$ ,  $\overline{\mu}_{nors} -$ массовый коэффициент поглощения энергии фотонов в материале источника, м<sup>-1</sup>;  $\rho$  – плотность зольных отходов, кг/м<sup>3</sup>.

Используя те же преобразования, что и для излучающей пластины, формулу (8) перепишем в виде

$$H = 1,09 \times \frac{2\pi\Gamma_{\gamma} A\left(\frac{\kappa}{\kappa}\right)}{\overline{\mu}_{nor.s}},$$
(9)

Учитывая вышесказанное, примем, что для гамма-квантов радионуклида цезия-137 с энергией E=0,662 МэВ массовый коэффициент поглощения энергии фотонов в зольных отходах составляет 0,0029 м<sup>2</sup>/кг.

Нужно отметить, что гамма-метод применим для верхней части таблицы Менделеева (легкоатомные среды) при соблюдении закона лучевого равновесия (размеры источника должны превосходить 3–4 длины свободного пробега) и источник не должен быть экранирован. Коэффициент ослабления гамма-квантов с энергией Е = 0,662 МэВ радионуклида цезия-137 в зольных отходах составит 17,7 м<sup>-1</sup>. Тогда четыре длины свободного пробега равны соответственно 0,23 м. Рассчитанная по формуле (9) МЭД на поверхности зольных отходов составит 1,8 мкЗв/ч. Дозовая нагрузка на рабочего, обслуживающего такую дорогу, (время работы принималось равным 1008 ч в год, или 50 % от годовой нормы), составит 1,8мЗв, что превышает предел дозы для населения в 1,8 раза.

Заключение. В результате проведенных исследований установлено, что на поверхности зольных отходов толщиной 0,3м, загрязнённых цезием-137, уровня твердых РАО для умеренных количеств материала МЭД составит 1,8 мкЗв/ч, а на поверхности двухслойного дорожного покрытия, нижний слой которого – зольные отходы толщиной 0,3м, а верхний слой – песок толщиной 0,17 м, МЭД составит 0,1 мкЗв/ч, что соответствует уровню естественного гамма-фона.

#### Список использованных источников

1. Критерии оценки радиационного воздействия: гигиенический норматив. – Утв. Постановлением Министерства здравоохранения Респ. Беларусь от 28.12.2012 № 213 // Нац. Реестр правовых актов Респ. Беларусь. – 2013.– 8/26850.

2. Машкович, В.П. Защита от ионизирующих излучений: справочник. – 3-е изд., перераб. И доп. / В.П. Машкович. – М.: Энергоатомиздат, 1982.

3. Осанов, Д.П. Защита от гамма-излучения источников цилиндрической формы / Д.П. Осанов, Е.Е. Ковалев. – М.: Атомиздат, 1968.

#### Г.М. ЖМУРА, М.Л. ЖЕМЖУРОВ

# ВЛИЯНИЕ ПАРАМЕТРА ШЕРОХОВАТОСТИ НА МАКСИМАЛЬНУЮ ПРИЗЕМНУЮ КОНЦЕНТРАЦИЮ РАДИОНУКЛИДОВ ВЫБРОСА АЭС

# Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны НАН Беларуси e-mail: georgiyzhmura@mail.ru

Аварийные выбросы могут привести к опасному для здоровья населения загрязнению окружающей среды. Прогнозная оценка степени воздействия вредных веществ на население и окружающую среду невозможна без информации о характере аварии, топографических данных, текущих метеоусловиях.

Действие вязкости воздуха на динамику пограничного слоя существенно зависит от шероховатости подстилающей поверхности. Интегральной характеристикой эффективной высоты неровностей рельефа, влияющей на течение потока над ним, является параметр шероховатости z<sub>0</sub>.

Параметр шероховатости, характеризующий рельеф местности, определяется экспериментально по измеренному градиенту скорости и приводится в литературе для некоторых типов местности. В работе [1] значение параметра шероховатости подстилающей поверхности приближенно оценивается как 1/7 – 1/10 часть от средней высоты ее неровностей.

Леса в Беларуси занимают около 30 % территории. Распределяются они неравномерно. Больше всего лесов в Минской и Гомельской областях, где лесистость достигает соответственно 36 и 34 %. В отдельных районах, в северной части Минской области и западной части Гомельской области, лесистость превышает 50 %. Меньше всего лесов в Гродненской области, они сохранились лишь отдельными массивами. Большое количество лесов, расположенных отдельными массивами, увеличивает шероховатость подстилающей поверхности и уменьшает скорость ветра.

Набор типичных метеорологических ситуаций должен быть заранее выявлен, а соответствующая информация должна храниться в форме, обеспечивающей быстрый доступ к ней. Пользование этой информацией следует организовать так, чтобы после получения данных метеонаблюдений, проведенных в момент аварийного выброса, можно было быстро сравнить их с имеющимся набором типичных опасных метеорологических ситуаций и сделать заключение о том, захватывает ли радиоактивная зона населенные пункты и важные объекты или нет.

Таким образом, подход к метеорологическому обеспечению АЭС – потенциальному источнику радиоактивного загрязнения местности в случае аварии – является дифференцированным в зависимости от географического расположения АЭС и ее мощности, т.е. степени потенциальной опасности. В ГУ НПО «Тайфун» выполнены расчёты облучения человека дозообразующими радионуклидами, загрязняющими атмосферу и подстилающую поверхность в зоне наблюдений Нововоронежской и Балаковской АЭС [2,3], в соответствии с руководством ДВ-98 [4].

Для проведения мониторинга и прогнозирования радиационной обстановки на территории радиационно-опасных объектов важно знать, где реализуются максимальные приземные концентрации различных радионуклидов ввиду того, что в зависимости от категории устойчивости атмосферы, высоты подъема факела выброса, скорости ветра, высоты шероховатости поверхности эти величины будут различны. Для быстрого реагирования и принятия решений в случае экстремальных ситуаций, кроме системы радиационного мониторинга, которая строится на базе текущих наблюдений, необходимы исследования по моделированию переноса радиоактивного загрязнения приземной атмосферы. Интенсивность механической турбулентности зависит от скорости ветра и в еще большей степени от микрорельефа поверхности земли. Его влияние на рассеяние примеси учитывается высотой шероховатости поверхности z<sub>0</sub>. В табл. 1 представлены значения высот шероховатости для различных типов микрорельефов местности [5].

Таблица 1. Высота шероховатости для различных типов подстилающей поверхности

Микрорельеф поверхности	Zo, CM
Снег, газон высотой до 1 см	1
Скошенная и низкая трава до 15 см	1
Высокая трава до 60 см	4
Неоднородная поверхность с чередующимися участками травы, кустарника и т.п.	10
Парк, лес высотой до 10 м	40
Городские постройки	100

Выбросы АЭС на 99,9 % состоят из инертных радиоактивных газов (ИРГ) [6]. В процессе деления образуется около 20 радиоизотопов криптона и ксенона, из которых основной вклад в ИРГ вносят изотопы криптона <sup>88</sup>Kr (период полураспада 2,8 ч) и ксенона <sup>133</sup>Xe (5,3 сут.), <sup>135</sup>Xe (9,2 ч), величина которого зависит от типа реактора. На долю всех оставшихся радионуклидов (в основном это <sup>131</sup>I, <sup>60</sup>Co, <sup>134</sup>Cs, <sup>137</sup>Cs и тритий <sup>3</sup>H) приходится менее 1 %. Еще реже наблюдаются выбросы небольшого количества продуктов коррозии реактора и первого контура и осколков деления ядер урана <sup>51</sup>Cr, <sup>54</sup>Mg, <sup>95</sup>Nb, <sup>106</sup>Ru, <sup>144</sup>Cs. Для российских АЭС в численном выражении в среднем это составляет на 1 ГВт·ч выработанной электроэнергии 5·10<sup>12</sup> Бк для ИРГ и 4·10<sup>7</sup> Бк для суммы всех остальных радионуклидов [6]. При этом отметим, что хотя криптон как химический элемент не вовлекается в биологические процессы, однако поглощается тканями тела при дыхании и хорошо растворяется в жировых тканях человека и животного, поэтому может повышать частоту возникновения рака кожи.

Исследования влияния параметра шероховатости на максимальную приземную концентрацию радионуклидов выброса АЭС проводились с использованием программного продукта по расчету приземных концентраций при выбросе радиоактивной примеси из трубы, разработанного в среде Microsoft Excel с использованием программы MAPLE [7]. В расчетах приземных концентраций при выбросе радиоактивной примеси из трубы учитывались основные процессы, влияющие на перенос радионуклидов с момента выброса: тепловой и динамический подъем факела, «сухое» осаждение, радиоактивный распад.

В расчетах приземных концентрацийподъем струи ИРГнад землей для высоких труб рассчитывался по формуле [4]

$$H_{abb} = H + \Delta H , \qquad (1)$$

где H – геометрическая высота трубы от ее основания, м;  $\Delta$ H – динамический (скоростной) и тепловой подъем струи над устьем источника, м; и - скорость ветра на высоте выброса, м/с;

$$u = u_f \left(\frac{H}{H_f}\right)^c \tag{2}$$

где H<sub>f</sub>- высота флюгера (~10 м); u<sub>f</sub>-скорость ветра на высоте флюгера, м/с.

Значения параметра є для различных погодных условий и высот шероховатости приведены в работе [4].

При расчете подъема струи выброса  $\Delta H$  над устьем от скоростного напора и плавучести выбросов необходимо учитывать, что он происходит постепенно, образуя траекторию подъема струи до некоторой предельной высоты, которая определяется высотой до ближайшего достаточно мощного слоя инверсии, обычно на верхней границе слоя перемешивания атмосферы, характерной для текущей категории устойчивости.

Предельная высота рассчитывается по формуле

$$H_z^{\max} = \sqrt{\frac{\pi}{2}} \sigma_z^{\max} \approx 1.25 \, \sigma_z^{\max} \,, \tag{3}$$

где  $\sigma_z^{\text{max}}$  – предельное значение стандартного отклонения вертикального распределения примеси в облаке выброса. Значения  $\sigma_z^{\text{max}}$  приводятся в работе [5].

Траекторию подъема струи  $\Delta H(x)$  для всех погодных условий, согласно [8], рекомендуется вычислять по формулам Неттервилла (в модификации Фрейнмундта – Клепиковой) [4]:

для категории D (безразличной стратификации атмосферы)

$$\Delta H(x) = \left\{ \frac{3}{\beta^2 u f^2} \left[ F_0 + f M_0 - \left\langle f M_0 + F_0 \left( 1 + f \frac{x}{u} \right) \right\rangle e^{-f \frac{x}{u}} \right] + \left( \frac{R_0}{\beta} \right)^3 \right\}^{1/3} - \frac{R_0}{\beta}, \quad (4)$$

где x – расстояние от основания трубы, м;  $\beta$  – безразмерная константа переноса; f=0,7·10<sup>-2</sup> – характерная частота спектра турбулентности при нейтральной атмосфере, c<sup>-1</sup>.

$$R_0 = \frac{d}{2}\sqrt{2\frac{w_0}{u}} \tag{5}$$

– начальный радиус струи с поправкой Ханны, м;  $\omega_0$  – скорость истечения выброса, м/с; *d* – диаметр устья трубы, м;

$$M_0 = \left(w_0 \frac{d}{2}\right)^2 \tag{6}$$

- величина, пропорциональная потоку кинетической энергии истекающей струи выброса, м<sup>4</sup>/с<sup>2</sup>;

$$F_0 = \frac{\Delta T}{T_a} g \omega_0 \frac{d^2}{4}$$
(7)

– величина, пропорциональная потоку сил плавучести, м<sup>4</sup>/c<sup>3</sup>;  $\Delta T = T - T_a$  – разность температур выбрасываемого и атмосферного воздуха; g = 9,8 м/c<sup>2</sup> – ускорение свободного падения.

Формула (6) учитывает динамический подъем струи выброса в результате скоростного напора выброса, а формула (7) – плавучий подъем вследствие перегрева выбрасываемого воздуха. В некоторых работах обычные вентиляционные выбросы

относятся к категории холодных, и тепловой подъем для них рекомендуется не учитывать. Это, возможно, справедливо летом. Зимой же пренебрегать тепловым подъемом нельзя.

В целом с учетом траектории подъема струи в гауссовой модели распространения примеси в атмосфере концентрацию примеси на уровне земли (z=0, y=0) для кратковременного выброса можно определить по формуле

$$\psi(x,u) = \frac{Q}{\pi\sigma_z(x)\sigma_y(x)u} \exp\left[-\frac{\left(H + \Delta H(x)\right)^2}{2\sigma_z(x)^2}\right] \exp\left[-\lambda\frac{x}{u}\right] \exp\left[-\left(\frac{2}{\pi}\right)^{\frac{1}{2}} \frac{v_g}{u} \int_{0}^{x} \frac{1}{\sigma_z(x)} \exp\left[-\frac{\left(H + \Delta H(x)\right)^2}{2\sigma_z(x)^2}\right] dx\right], \quad (8)$$

где  $\Psi(x,u)$  – концентрация радионуклида на расстоянии *x* от источника выброса, Бк/м<sup>3</sup>; *u* – скорость ветра, м/с; *Q* – активность выбрасываемого радионуклида, Бк/с;  $\sigma_y(x)$ ,  $\sigma_z(x)$  – стандартное отклонение распределения активности в облаке в направлениях *Y* и *Z*, м;  $\lambda$  – постоянная распада радионуклида, с<sup>-1</sup>;  $v_{gi}$  – скорость сухого осаждения радионуклида, м/с.

Поперечная дисперсия струи  $\sigma_y$  и дисперсия в вертикальном направлении  $\sigma_z$  вычисляются для кратковременных выбросов по формуле Смита – Хоскера [5]. Оценки параметров модели, необходимых для последующих расчётов, проводились соответствующими им методами, рекомендованными в руководстве ДВ-98 [4].

Исследования влияния параметра шероховатости на величину и место реализации максимальной приземной концентрации при выбросе из трубы АЭС выполнялись на примере долгоживущего ИРГ <sup>85</sup>Kr ( $T_{1/2}$ =10,74 года) и  $v_{gi}$ =0.

Проведены расчеты приземных концентраций в зависимости от расстояния от источника выброса для одних и тех же погодных условий (категория D) и условий выброса радионуклида из трубы (перегрев выброса100 К, скорость выброса 10 м/с), но для различных высот шероховатости  $z_0 = 1$ , 10, 100, 400 см.

Из рис. 1 видно, что приземные концентрации <sup>85</sup>Кг с расстоянием нарастают и достигают максимума на расстояниях от 1300 до 8000 м, затем плавно снижаются.

На рис. 2 представлены зависимости максимальных приземных концентраций <sup>85</sup>Кг и расстояний до места их реализации для разных высот шероховатости поверхности. Видно, что с увеличением высоты шероховатости поверхности величина максимальной приземной концентрации от 1 до 100 см растет, затем при  $z_0$ =400 см снижается. При  $z_0$ =100 см наблюдается пик максимальных приземных концентраций. Разница между наибольшей и наименьшей величинами максимальной приземной концентрации составила 3,5 раза.

Заключение. Приземные концентрации долгоживущего ИРГ <sup>85</sup>Кг с расстоянием нарастают и достигают максимумов от 1300 до 8000 м, затем плавно снижаются. Разница в величинах максимальных приземных концентраций радионуклида для разных высот шероховатости поверхности (от 1 до 400 см) достигает 3,5 раза. С увеличением высоты шероховатости поверхности величина максимальной приземной концентрации радионуклида растет, при  $z_0$ =100 см наблюдается максимум, затем для  $z_0$ =400 см она уменьшается.



Рис. 1. Приземные концентрация <sup>85</sup>Кг в зависимости от расстояния



Рис. 2. Зависимость величины максимальной приземной концентрации <sup>85</sup>Kr в зависимости от высоты шероховатости поверхности

### Список использованных источников

- 1. Берлянд, М.Е. Современные проблемы атмосферной диффузии и загрязнения атмосферы / М. Е. Берлянд. Л.: Гидрометеоиздат, 1975.
- 2. Газиев, И.Я. Модельные расчёты радиоактивного загрязнения атмосферы, местности, сельскохозяйственной продукции и доз облучения населения в зоне

наблюдений Нововоронежской АЭС / И.Я. Газиев, А.И. Крышев // Радиация и риск. – 2010. – Т. 19, № 1.– С. 48 – 59.

- 3. Газиев, И.Я. Модельные расчеты радиоактивного загрязнения окружающей среды и оценки доз облучения населения зоны наблюдения Балаковской АЭС/ И.Я. Газиев, А.И. Крышев // Радиация и риск. 2011. Т. 20, № 2. С. 47–56.
- 4. Руководство по установлению допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферу: ДВ-98. М.: Госкомэкология России, Минатом России, 1999. 329 с.
- 5. Гусев, Н.Т. Радиоактивные выбросы в биосфере: справочник/ Н.Т. Гусев, В.А. Беляев.– М., 1986.
- 6. Сравнительный анализ радиоактивного загрязнения, создаваемого АЭС и ТЭС, работающими на угле / В.А. Гордиенко [и др.] // Вестн. Моск. Ун-та. Сер. 3. Физика. Астрономия. 2012. № 1. С. 123–130.
- Жмура, Г.М. Программный продукт для расчета максимальных приземных концентраций радионуклидов при выбросах из труб АЭС / Г.М. Жмура, М.Л. Жемжуров // Ядерные технологии XXI века: доклады IV Междунар. конф., Минск, 23–25 окт. / ОИЭЯИ – Сосны НАН Беларуси.– Минск: Право и экономика. – С. 74 – 77.
- 8. Практические рекомендации по вопросам оценки радиационного воздействия на человека и биоту / под общ. ред. И.И. Линге и И.И. Крышева. М., 2015.–265 с.

#### И.О. ЖУРАВКОВА, А.Г. ЛУКАШЕВИЧ, А.Г. ТРИФОНОВ

## ОЦЕНКА ДОЗОВЫХ НАГРУЗОК В СМЕЖНЫХ ПОМЕЩЕНИЯХ ПРИ ЗАПРОЕКТНОЙ АВАРИИ

Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны НАН Беларуси Минск, Беларусь

e-mail:lonitkoira@gmail.com

**Введение.** Вероятность запроектных аварий весьма мала. Однако аварии на Чернобыльской АЭС, АЭС Три Майл Айленд в США, <u>АЭС Фукусима</u> в Японии показали, что их необходимо учитывать в проектах АЭС. Раньше такие аварии считались гипотетическими и практически не рассматривались в проектах. Теперь современная концепция безопасности требует учета этих аварий в проектах, ограничивая их последствия с помощью мер по управлению запроектными авариями.

В случае возникновения радиационной угрозы должны быть приняты практические меры для восстановления контроля над источником излучения и сведения к минимуму доз облучения, количества облученных лиц, радиоактивного загрязнения окружающей среды, экономических и социальных потерь. Для минимизации последствий радиоактивного загрязнения необходимо провести оценку возможных сценариев возникновения радиационных аварий, стадий развития и масштабов их последствий. Данная работа позволит научно обосновать и разработать мероприятия по обеспечению радиационной защиты персонала, порядок осуществления радиационного контроля в случае аварии, алгоритм действий персонала и взаимодействий с аварийно-спасательными службами по локализации и ликвидации радиационной аварии на соответствующих стадиях ее развития, критерии для принятия решений о проведении защитных мероприятий при возникновении аварии на объектах с повышенной ядерной и радиационной опасностью [1].

Цель работы состоит в разработке алгоритма оценки дозовых нагрузок от радиоактивных источников в смежных помещениях с учетом конвективного переноса радиоактивных веществ.

Модель процессов переноса радиоактивных веществ. Для идентификации опасности и характеристики экспозиции выбросов необходимо проводить физикоматематическое моделирование переноса выбросов, основанное на использовании программных модулей. Перенос примеси и осаждение ее на поверхностях помещения представляет собой сложную и многогранную задачу.

Для оценки осаждения радиоактивных веществ на поверхностях помещения в аварийных ситуациях и моделирования потока и транспортируемой дисперсной примеси выбрана система уравнений сохранения для отдельных фаз, которые решаются численно совместно с уравнениями, описывающими процессы межфазного переноса и динамику межфазных поверхностей. Для описания миграции радионуклидов в потоке система уравнений дополнена уравнениями движения и сохранения аэрозольных частиц, соответствующими наборами начальных и граничных условий, а также интегральными параметрами работы техногенных источников.

Для моделирования динамики потока принята следующая система уравнений сохранения [1]:

$$\frac{\partial \rho W_i}{\partial x_i} = 0,$$

$$\frac{\partial W_{i}}{\partial t} + W_{j} \frac{\partial W_{i}}{\partial x_{j}} = -\frac{1}{\rho} \frac{\partial P}{\partial x_{i}} + \frac{\partial}{\partial x_{i}} \left( \upsilon_{E} \frac{\partial W_{i}}{\partial x_{j}} - \overline{W_{i}'W_{j}'} \right) + g_{i}\delta_{ij}, \qquad (1)$$
$$\frac{\partial T}{\partial t} + W_{j} \frac{\partial T}{\partial x_{j}} = \frac{\partial}{\partial x_{j}} \left( a_{E} \frac{\partial T}{\partial x_{j}} \right),$$

где  $\overline{W_i'W_j'} = -\upsilon_E \left(\frac{\partial W_i}{\partial x_j} + \frac{\partial W_j}{\partial x_j}\right) - \frac{2}{3}\delta_{ij}K_j; W_i$  и  $W_j$  – компоненты скорости транспортного

потока вдоль осей  $x_i$  и  $x_j$  (в данной модели  $i, j = 1, 2, 3, i \neq j, x_1, x_2, x_3$  – пространственные координаты); t – время; P,T – давление, температура;  $\rho$  – плотность; g – ускорение силы тяжести; v, a – коэффициенты кинематической вязкости, температуропроводности; K – турбулентная кинетическая энергия согласно «k– $\varepsilon$ » модели турбулентности; индекс E– эффективное значение с учетом принятой модели турбулентности.

Для описания миграции радионуклидов в потоке исходная система уравнения сохранения дополнена уравнениями движения и сохранения концентрации аэрозольных частиц [1]:

$$\frac{\partial C_k}{\partial t} + W_i \frac{\partial C_k}{\partial x_i} = \tilde{\nabla} \left( D_k \, \tilde{\nabla} \left( C_k \right) \right) - \lambda_k C_k, \qquad (2)$$

где  $C_k$  – концентрация аэрозольных частиц фракции k в несущем потоке;  $D_k$  – коэффициент диффузии аэрозольных частиц фракции k в несущем потоке;  $\tilde{\nabla}$  – оператор дифференцирования по  $x_i, x_i$ ;  $\lambda_k$  – постоянная распада рассматриваемого радионуклида.

Приведенные выше уравнения реализованы в среде разработки компьютерных программ COMSOL 3.5a.

3. Методика расчета дозовых нагрузок. Для определения дозовых нагрузок необходимо [2]:

1) найти пути выхода радиоактивных веществ в окружающую среду;

2) установить состав и физико-химические формы радионуклидов;

3) при условии выбросов радиоактивных веществ в атмосферу определить скорость и направление ветра;

4) рассчитать пространственное распределение радионуклидов с учетом осаждения на различных поверхностях (по модели конвективно-диффузионного переноса);

5) составить карту распределения относительной концентрации радионуклидов;

6) определить преимущественные пути поступления радионуклидов в организм человека;

7) по составу радионуклидов, их концентрации с учетом путей поступления рассчитать возможные дозы внешнего и внутреннего облучения.

В соответствии с принципом консервативного подхода к оценке и большой неопределенностью в модели приняты следующие допущения:

краткосрочность облучения, когда ожидаются постоянные условия и состав выбросов;

не учитывается уменьшение облучения из-за частичного пребывания в укрытии; облучаемый персонал – взрослые люди (возраст более 18 лет) с объемом дыхания 1,4м<sup>3</sup>/ч, выполняющие легкую физическую работу, не употребляющие

загрязненные продукты питания.

Для этих условий прогнозная оценка общей эффективной дозы выполнялась с учетом внешнего и внутреннего облучения за счет ингаляционного поступления:

$$E_T = \left(E_a + E_g\right) + E_{inh},\tag{3}$$

где  $E_T$ — общая эффективная доза, мЗв;  $E_a$  — эффективная доза от радионуклидов в воздухе (в облаке), мЗв;  $E_g$  — эффективная доза от радионуклидов в выпадениях, мЗв;  $E_{inh}$  — эффективная доза от ингаляции, мЗв.

Расчет эффективной дозы от содержащихся в воздухе и выпадениях радионуклидов  $(E_a + E_g)$  проводился по формуле

$$\left(E_a + E_g\right) = K \sum_{i=1}^n C_i \, e_i \, T_e, \tag{4}$$

где  $T_e$  – продолжительность облучения, ч;  $C_i$  – концентрация *i*-го радионуклида в приземном слое воздуха, кБк/м<sup>3</sup>;  $e_i$  – дозовый коэффициент, определяемый как мощность поглощенной дозы гамма-излучения *i*-го радионуклида на высоте 1 м над подстилающей поверхностью от источника в виде радиоактивного облака, (мГр/ч)/(кБк/м<sup>3</sup>); K – коэффициент перехода от дозы в воздухе на высоте 1 м над подстилающей поверхностью к эффективной дозе для представителей *i*-й группы населения при облучении от радиоактивного облака, мЗв/мГр.

Ингаляционная доза рассчитывалась следующим образом:

$$E_{inh} = 10^{-6} \sum_{i=1}^{n} (C_i e^i) T_e V, \tag{5}$$

где  $e^i$  – дозовый коэффициент для *i*-го радионуклида, Зв/Бк;  $C_i$  – концентрация *i*-го радионуклида в облаке, кБк/м<sup>3</sup>; V – интенсивность дыхания, м<sup>3</sup>/ч;  $T_e$  – продолжительность облучения, ч.

По приведенным формулам были рассчитаны суммарная, ингаляционная доза и эффективная доза внешнего облучения.

Модель переноса радиоактивных веществ для УГУ-420. На территории научного учреждения «ОИЭЯИ – Сосны» установлена мощная изотопная промышленная гаммаустановка УГУ-420 активностью 420 кКи для проведения экспериментальных и промышленных работ, связанных с использованием источников излучения <sup>60</sup>Со. Данная установка была взята как предмет исследования. Здание имеет три этажа: помещение, где находится УГУ-420; промежуточный этаж и помещение пульта управления.

Для тестового расчета принят условный сценарий радиационной аварии, связанный с разгерметизацией активной зоны установки с источником ионизирующего излучения на основе радионуклида <sup>60</sup>Со общей активностью  $A_0 = 1, 6 \cdot 10^{16}$  Бк без его выхода за пределы здания. С использованием значения относительных концентраций, рассчитана объемная активность <sup>60</sup>Со для каждой из зон (зона 1 – помещение, где находится установка; зона 6 – комната постоянного пребывания персонала) с примерно одинаковыми значениями концентраций.

Выбрана методики расчета дозовых нагрузок, выполнена оценка доз облучения сотрудников при радиационной аварии, связанной с разгерметизацией закрытых источников ионизирующего излучения с радионуклидом <sup>60</sup>Со общей активностью 1,6·10<sup>16</sup> Бк. Следует отметить, что в результате аварии радионуклиды остались в объёме здания.

Для оценки данных проведен сравнительный анализ результатов, полученных с помощью мультифизического пакета COMSOL 3.5 и программного кода RESRAD-BUILD 3.5. Результаты представлены в табл.

Анализируя полученные значения, можно сделать вывод, что основной путь формирования дозы облучения персонала – доза от внешнего облучения. Данные показывают закономерное уменьшение доз при увеличении расстояния от источника выброса. При всех рассмотренных условиях на расстоянии от источника и барьера в виде стен получаемые дозы при прохождении ионизирующего излучения не превышают предела доз для персонала 20 мЗв, который находится непосредственно в зоне 6.

Разработанная методика может использоваться при проведении анализа последовательности развития аварии за пределами корпуса, но в пределах контайнмента
АЭС, а также для оценки нагрузок, которые испытывает контайнмент при развитии аварии с повреждением активной зоны с последующим анализом его повреждений. Таким образом, данная методика может помочь в выполнении задач, поставленных перед вероятностным анализом безопасности уровня 2.

Общая эффективная доза, мЗв	Номер зоны	RESRAD-BUILD 3.5	COMSOL 3.5
	1	4,57·10 <sup>3</sup>	$1,04 \cdot 10^{-3}$
	6	1,52	1,5

Таблица. Сравнение результатов расчета

### Список использованных источников

1. Романов, Г.Н. Ликвидация последствий радиационных аварий: справоч. Руководство / Г.Н. Романов. – М: ИздАТ, 1993. – 336 с.

2. Контроль доз облучения населения, проживающего в зоне наблюдения радиоактивного объекта, в условиях его нормальной эксплуатации и радиационной аварии: метод. Рекомендации.– М., 2013. –74 с.

## Д.К. КОРОБ, Н.А. МАКОВСКАЯ, Т.Г. ЛЕОНТЬЕВА

## ИССЛЕДОВАНИЕ СОРБЦИИ <sup>137</sup>Cs БЕНТОНИТОВОЙ ГЛИНОЙ МЕСТОРОЖДЕНИЯ «ОСТРОЖАНСКОЕ» РЕСПУБЛИКИ БЕЛАРУСЬ И ОЦЕНКА ВОЗМОЖНОСТИ ЕЕ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ПРИ ОБРАЩЕНИИ С РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ

### Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны НАН Беларуси Минск, Беларусь e-mail: ferapontova@tut.by

Введение. В связи с предстоящим вводом в эксплуатацию Белорусской АЭС особую актуальность приобретает проблема образования и накопления радиоактивных отходов (РАО), представляющих потенциальную опасность для человека и окружающей среды. Функционирование системы обращения с РАО регулируется постановлением Совета Министров Республики Беларусь от 02.06.2015 № 460 «Об утверждении Стратегии обращения с радиоактивными отходами Белорусской атомной электростанции».

В соответствии с проектом Белорусской АЭС, предусматривается система обращения с РАО, включающая в себя кондиционирование и хранение отходов в пристанционном хранилище в течение 10 лет с последующим их перемещением в пункт захоронения РАО (ПЗРО). Согласно данному постановлению безопасность системы захоронения РАО должна обеспечиваться реализацией принципа многобарьерности (мультибарьерной системы защиты пункта захоронения РАО), основанного на применении системы физических барьеров (естественных и инженерных) на пути распространения ионизирующего излучения и радионуклидов в окружающую среду. Изучение качества местных минеральных ресурсов, обладающих соответствующими характеристиками для безопасного захоронения РАО, позволит обосновать их целесообразное использование.

Известны различные композиции на основе цементов для отверждения жидких РАО, в состав которых входят 70 % собственно вяжущего вещества (портландцемента, шлакопортландцемента), сорбционные добавки до 20 % от сухой массы смеси и модифицирующие добавки. Для уменьшения выщелачиваемости радионуклидов из цементных компаундов одним из решений является их сорбция на специально подобранных сорбентах, зачастую это природные глины (бентониты) и цеолиты. Целью данной работы является установление закономерностей взаимодействия радиоцезия с бентонитовой глиной месторождения «Острожанское» Республики Беларусь и оценка эффективности ее использования при обращении с РАО.

**Объекты и методы.** Путем химической модификации мелкодисперсной фракции (<45 мкм) образца бентонитовой глины получены ее натриевая и кислотная формы. Определен качественный и количественный составы модифицированных образцов бентонитовой глины, а также их основные физико-химические свойства.

*Результаты исследования.* Результаты исследований минералогического состава природной глины месторождения «Острожанское» представлены в табл. 1.

По официальным данным Белгосгеоцентра, содержание основного минерала – монтмориллонита, ответственного за сорбцию радионуклидов, может колебаться в интервале 18,7–76,7 %.

Результаты рентгенодифракционного анализа показывают, что содержание монтмориллонита в полученных и изученных нами образцах бентонитовой глины составило не более 52 %.

Наименование минеральной фазы	Содержание, %
Монтмориллонит	18,7–76,7
Гидрослюда-монтмориллонит	27,5–68,0
Каолинит	1,3–6,4
Гидрослюда	до 10,4
Кварц	10,6–38,6
Гетит-гематит	до 5,7
Полевой шпат	до 3,0
Кальцит	до 4,9
Сидерит	до 1,0
Рентгеноаморфные вещества	0,0–31,4

## Таблица 1. Минералогический состав природной глины месторождения «Острожанское»

Модификация природной глины существенно может повлиять на ее сорбционные свойства, так, например, изменения в составе и структуре глины в результате ее натриевой и кислотной модификации привели к увеличению ёмкости катионного обмена (табл. 2), что в первую очередь связано с повышением неселективной сорбции глин к радионуклидам.

## Таблица 2. Физико-химические характеристики образцов природной и модифицированной глины месторождения «Острожанское»

Образец	pН	Солесодержание, мгл	ЕКО, мэкв/кг
БГ-И	6,98	54	200
БГ-Н	5,40	93	400
БГ-Na	6,85	665	320

Для того чтобы определить способность глин селективно и долгосрочно фиксировать радионуклиды, были проведены исследования по определению химической устойчивости цементных компаундов методом их длительного выщелачивания <sup>137</sup>Cs в воде, изучалась кинетика протекания различных процессов, связанных с сорбцией и десорбцией радионуклидов на исследуемых образцах глин. Образцы природной и модифицированной глины вносились в состав цементных компаундов, которые выдерживались в модельных водных растворах, имитирующих грунтовые воды, и в дистиллированной воде.

Определение химической устойчивости методом длительного выщелачивания ( $\tau_{o6iii}$  = 15 мес.,  $\tau = 6-9$  мес.). Существенных различий между скоростью выщелачивания <sup>137</sup>Cs из цементных компаундов на основе модифицированных образцов бентонитовой глины в дистиллированной воде и модельном растворе, имитирующем грунтовые воды ПЗРО, не выявлено (рис. 1). Однако четко видны различия между контрольным образцом цементного компаунда без сорбционных добавок (ЦК-0) и бентонитсодержащими компаундами: скорости выщелачивания отличаются на порядок (рис. 2).

Полученные результаты для цементного компаунда без использования сорбционной добавки ЦК-0 показали, что степень выщелачивания <sup>137</sup>Cs составляет почти 70 %, что значительно выше, чем для компаундов с сорбционными добавками. Это свидетельствует о высокой иммобилизационной способности образцов цементных компаундов на основе





Рис. 1. Кинетика скорости выщелачивания <sup>137</sup>Cs для образцов цементных компаундов на основе природной и модифицированной бентонитовой глины в модельном растворе, имитирующем грунтовые воды ПЗРО



Рис. 2. Кинетика скорости выщелачивания <sup>137</sup>Cs для образцов цементных компаундов на основе природной и модифицированной бентонитовой глины в дистиллированной воде: ЦК-0 – цементный компаунд без добавления бентонитовой глины; ЦК-И – цементный компаунд с добавлением природной бентонитовой глины; ЦК-Н – цементный компаунд с добавлением кислотно-модифицированной бентонитовой глины; ЦК-Na – цементный компаунд с добавлением натрий-модифицированной бентонитовой глины

При использовании в качестве среды выщелачивания модельного раствора, имитирующего грунтовые воды ПЗРО, через 210 сут степень выщелачивания <sup>137</sup>Cs для

цементных компаундов ЦК-0, ЦК-И, ЦК-Н и ЦК-Na составляет 57,6, 1,6, 2,1 и 2,3 % соответственно.

Кинетика степени сорбции <sup>137</sup>Cs образцами природной и модифицированной бентонитовой глины. Проведены исследования (рис. 3–4) по изучению кинетики степени сорбции <sup>137</sup>Cs образцами природной и модифицированной бентонитовой глины.



Рис. 3. Кинетика степени сорбции <sup>137</sup>Cs на образцах природной бентонитовой глины из дистиллированной воды (в) и модельного раствора, имитирующего грунтовые воды ПЗРО (р)



Рис. 4. Кинетика степени сорбции <sup>137</sup>Cs на образцах частично-деструктированной бентонитовой глины из дистиллированной воды (в) и модельного раствора, имитирующего грунтовые воды ПЗРО (р)

В водном растворе кинетика степени сорбции <sup>137</sup>Cs на образцах частичнодеструктированной бентонитовой глины (БГ-Н) так же, как и в случае природной бентонитовой глины БГ-И, изменяется волнообразно. Достигнув минимального значения  $(\tau = 2 \text{ мес.}, F_s = 87,8 \%)$ , степень сорбции <sup>137</sup>Cs резко возрастает ( $\tau = 3 \text{ мес.}, F_s = 93,5 \%$ ), затем снижается ( $\tau = 4 \text{ мес.}, F_s = 88,9 \%$ ) и снова возрастает ( $\tau = 5 \text{ мес.}, F_s = 91,1\%$ ), после чего начинает медленно снижаться и к концу 6 мес. Эксперимента составляет 90,8 %. Возможно, такие различия между сорбцией радиоцезия в дистиллированной воде и модельном растворе связаны с диффузионными переходами раствор $\leftrightarrow$ RES $\leftrightarrow$ FES $\leftrightarrow$ HAS, которые регулируются катионным составом жидкой фазы контактирующей системы.

Влияние катионов K<sup>+</sup> на селективные к <sup>137</sup>Cs сорбционные свойства образцов бентонитовой глины. Получена зависимость степени сорбции радиоцезия Fs от концентрации присутствующих в модельном растворе катионов K+, которая представлена на рис. 5.



Рис. 5. Зависимость степени сорбции  $^{137}$ Cs от концентрации катионов K<sup>+</sup> в модельном растворе

Значения степени сорбции <sup>137</sup>Cs в дистиллированной воде для образцов БГ-И, БГ-H и БГ-Na достаточно высоки и различаются незначительно, составляя 98,4, 96,1 и 97,0 % соответственно. Общая тенденция зависимости селективных сорбционных характеристик образцов бентонитовых глин от концентрации катионов калия в модельном растворе сохраняется, по порядку увеличения восприимчивости к K<sup>+</sup> их можно расположить в ряд: БГ-И < БГ-Na < БГ-H.

Различия между образцами природной и модифицированной бентонитовой глины связаны с тем, что селективные сорбционные центры FES и HAS частично разрушены (кислотно-модифицированный образец глины БГ-Н) или заблокированы (натрий-модифицированный образец глины БГ-Na), поэтому радиоцезий фиксировался преимущественно на неселективных поверхностных центрах RES.

**Выводы.** Таким образом, механически обогащенные и модифицированные образцы бентонитовой глины являются эффективным местным сорбционным материалом для иммобилизации <sup>137</sup>Cs в цементную матрицу. Наилучшими сорбционными свойствами по отношению к <sup>137</sup>Cs обладает механически обогащенная немодифицированная бентонитовая глина.

Установлено, что образцы сорбентов радионуклидов на основе природной и модифицированной бентонитовой глины проявляют хорошие иммобилизирующие свойства по отношению к <sup>137</sup>Cs как в дистиллированной воде, так и в модельном растворе, имитирующем грунтовые воды ПЗРО.

Работа выполнена при финансовой поддержке БРФФИ (договор X17PM-031 от 01.06.2017).

## Б.И. ПОПОВ

## О ПОВЫШЕНИИ ЭФФЕКТИВНОСТИ РАБОТЫ ЭНЕРГОСИСТЕМЫ РЕСПУБЛИКИ БЕЛАРУСЬ

Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны НАН Беларуси Минск, Беларусь e-mail:bipopov2@sosnv.bas-net.by

Анализируя состояние и развитие белорусской энергетики за последние десятилетия, приходится констатировать снижение эффективности ее работы. Затраты на единицу производимой электрической и тепловой энергии, как это видно из информации Министерства энергетики, действительно снижаются, однако ЭТИ показатели характеризуют работающие электростанции, часть из которых подверглась модернизации. Объем же установленной мощности энергосистемы, который включает и резервы различного вида, значительно превышает тот объем, который необходим для покрытия потребностей экономики. В условиях незначительного экспорта электроэнергии это приводит к неэффективному использованию генерирующих мощностей в целом. На рис. 1 показано развитие объема установленной мощности энергосистемы с 2010 г. по 2016 г. [1] по сравнению с 1990 г. [2,3].



Рис. 1. Установленная мощность энергосистемы

Из тех же источников взята информация по производству и потреблению электроэнергии, показанная на рис. 2. Видно, что потребление электроэнергии стабилизировалось на уровне 36,6–38,4 млрд кВт час. Следует отметить, что в 1990 г. энергосистема установленной мощностью около 7000 МВт производила электроэнергии больше, чем потреблено в 2016 г., в то время как установленная мощность в 2016 г. составляла около 9800 МВт.



Рис. 2. Производство и потребление электроэнергии

Налицо, таким образом, противоположное поведение тенденций в развитии установленной мощности и потреблении электроэнергии, что привело к значительному ухудшению за рассмотренный период такого показателя эффективности работы энергосистемы, как коэффициент использования установленной мощности. Этот показатель приведен на рис. 3.



Тенденция увеличения установленной мощности энергосистемы опережает те планы, которые были намечены Государственной программой развития Белорусской энергетической системы на период до 2016 г., утвержденной постановлением Совета министров Республики Беларусь от 8 октября 2013 г. № 892. В соответствии с этой программой за период 2011–2016 гг. должно было выведено 906 МВт и введено 1871 МВт новых мощностей, т. Е. установленная мощность должна была возрасти на 965 МВт. Из рис. 1 видно, что разница в установленной мощности тепловых электростанций в 2016 и 2011 гг. составляет 9749 – 8410 = 1339 МВт.

Насколько же сложившаяся в энергосистеме ситуация отвечает потребностям страны в электроэнергии и будущим планам по вводу всего через 2–3 года двух блоков атомной электростанции?

Необходимую установленную мощность энергосистемы можно найти из выражения  $P_{vcm} = P_{hacp} + P_{ocp} + P_{pem} + R_{cop} + R_{xon}$ ,

где  $P_{\text{нагр}}$  – максимальная электрическая нагрузка энергосистемы;  $P_{orp}$  – величина ограничений мощности, связанных с условиями работы энергосистемы;  $P_{pem}$  – ремонтная мощность;  $R_{rop}$  и  $R_{xon}$  – «горячий» и «холодный» резервы.

Максимальная электрическая нагрузка энергосистемы в последние годы не превышала 6300 МВт. Ограничения мощности в отопительный период можно оценить в 5 % от установленной мощности, ремонтное снижение мощности – в 1000 МВт как в отопительном, так и в межотопительном периодах. Поскольку максимальная единичная мощность энергоблока существующей энергосистемы не превышает 427 МВт, «горячий» и «холодный» резервы можно принять в размере 450 МВт. Тогда получим следующую необходимую установленную мощность:

 $P_{ycm} = 6300 + 0.05 P_{ycm} + 1000 + 450 + 450,$  или  $P_{ycm} = (1/0.95)^*(6300 + 1000 + 450 + 450) = 8632 \text{ MBT}$ .

Отнесем эту величину к тепловым электростанциям (их мощность 9826 MBт) в предположении, что ветровые и солнечные установки не участвуют в покрытии максимальной нагрузки.

Таким образом, в настоящее время установленная мощность тепловых электростанций республики имеет избыток около 9826 – 8632 = 1194 МВт, который содержится в качестве дополнительного «холодного» резерва или внерезервной мощности. Это отрицательно сказывается на себестоимости производимой электроэнергии из-за дополнительных издержек на содержание данных мощностей и в большой мере объясняет положительное сальдо импорт-экспорт электроэнергии в республику, несмотря на значительный избыток собственных электрогенерирующих мощностей. Какой же окажется ситуация после ввода атомной электростанции?

В табл. Приведены оценки установленной мощности всей энергосистемы и ее части, работающей на органическом топливе, при описанных выше предположениях относительно необходимых резервов мощности. «Горячий» и «холодный» резервы принимались по 1170 МВт каждый. Рассмотрены три сценария по потреблению электроэнергии – от минимального с потреблением 36,8 млрд кВт·час в 2020 г., до максимального с потреблением 42,7 млрд кВт·час в 2020 г.

Как видно из табл., к 2020 г. необходимая установленная мощность системы по предлагаемым сценариям находится в диапазоне около 1000 –11000 МВт. Необходимая установленная мощность ТЭС на органическом топливе составит при этом в зависимости от сценария от 7674 до 8718 МВт, причем первое значение является наиболее вероятным, учитывая тенденцию электропотребления к снижению в последние годы.

На 01.01.2018 установленная мощность энергосистемы составляла более 10143 МВт. Это значит, что мощность части энергосистемы, работающей на природном газе, превышает необходимую к 2020 г., наиболее вероятно, на 10143 – 7674 = 2469 МВт.

Таким образом, для обеспечения соответствия размеров электрогенерирующей системы потребностям экономики существующая в настоящее время система нуждается при вводе атомной электростанции в значительном сокращении – наиболее вероятно, как это показано выше, на величину около 2500 МВт. Как минимум, необходим перевод такого порядка мощностей на внерезервное содержание для сокращения затрат

## Таблица. Потребление электроэнергии, пиковая нагрузка и установленная мощность энергосистемы

Год	2020	2025	2030	2035			
Потребление электроэнергии, млрд кВт час:							
сценарий минимум	36,8	37,2	37,6	37,9			
концепция энергобезопасности	39,9	41,6	42,1	43,8			
сценарий максимум	42,7	45,2	47,8	50,4			
Пиковая нагрузка, МВт:							
сценарий минимум	6173	6246	6306	6356			
концепция энергобезопасности	6698	6984	7068	7353			
сценарий максимум	7165	7594	8024	8453			
Установленная мощность системы, МВт:	I I						
сценарий минимум	10014	10091	10153	10206			
концепция энергобезопасности	10567	10867	10955	11256			
сценарий максимум	11058	11510	11962	12414			
Установленная мощность ТЭС на органическом топливе, МВт:							
сценарий минимум	7674	7751	7813	7866			
концепция энергобезопасности	8227	8527	8615	8916			
сценарий максимум	8718	9170	9622	10074			

К этому есть и предпосылки, не связанные с вводом АЭС – упомянутый выработанный многими энергоисточниками ресурс. Около 60 % мощностей паровых турбин, установленных на ТЭЦ высокого давления ГПО «Белэнерго», имеют наработку более 200000 ч, 34 % - более 300000 ч.

Наличие противоречащих тенденций в потреблении энергоресурсов и развитии генерирующих мощностей свидетельствует о необходимости существенного улучшения планирования развития энергосистемы с привлечением мониторинга потребностей отраслей экономики и современных инструментов энергетического планирования.

В отчете, разработанном в 1993 г. Мировым банком совместно с белорусскими экспертами в области энергетики [3], приведен широкий перечень мероприятий по повышению эффективности работы белорусского топливно-энергетического комплекса. По прошествии 25-ти лет большинство этих мероприятий остаются актуальными. Особенно это касается необходимости введения конкуренции в электроэнергетической промышленности и разукрупнения существующей в настоящее время вертикальной интегрированной структуры на отдельные компании, отвечающие за производство, передачу и распределение электроэнергии.

Для повышения эффективности работы белорусской энергосистемы и всего топливно-энергетического комплекса (ТЭК) могут быть предприняты нижеследующие меры, сформулированные на основании результатов работы [3].

## В области руководства и регулирования ТЭК:

• разработка и принятие законов по нефтедобыче, нефтепереработке и электроэнергетике с целью создания режима стимулирования конкуренции и иностранных инвестиций;

• создание функционирующей на правовой основе системы регулирования подачи и распределения газа, электроэнергии и тепла и содействие конкуренции в добыче, переработке и распределении нефти, производстве и распределении твердого топлива, и выработке электроэнергии.

## В области ценообразования:

• создание системы ценообразования, учитывающей необходимость финансирования программ реконструкции и инвестирования, в том числе для организаций, эксплуатирующих нефтепроводы, газопроводы и централизованные теплосети, а также оказывающих услуги по передаче и распределению электроэнергии;

• либерализация цен для производителей электроэнергии после внедрения системы конкурентного энергоснабжения;

• введение производителями электричества и газа скользящих тарифов (по времени суток, времени года и при перерывах в подаче энергии);

• разработка программы постепенного снижения субсидий на потребление энергии в бытовом секторе, учитывающей необходимость заблаговременного доведения до населения графика повышения цен, и создание финансового и административного механизма поддержки малообеспеченных семей;

• после ввода атомной электростанции при определении тарифа на атомную электроэнергию учесть необходимость выплаты кредита на сооружение АЭС. Как вариант, рассмотреть возможность отнесения расходов по выплате кредита на продукцию всей энергосистемы;

• ликвидировать систему перекрестного субсидирования при снабжении электрической и тепловой энергией.

#### В области топливоиспользования:

• целью гораздо более широкого использования древесины с как возобновляемого источника энергии увеличить инвестирование в лесозаготовки и Значительно соответствующие транспортные средства. расширить работы по прореживанию и санитарной валке леса.

#### В электроэнергетическом секторе:

• отделение крупнейших электростанций от региональных, создание нескольких компаний по производству и распределению электроэнергии с целью создания режима конкуренции;

• использование программного обеспечения для применения современных методов планирования производства электроэнергии;

• осуществление контроля за спросом и постоянное усовершенствование планов выработки электроэнергии при наименьших издержках;

• пересмотр программы реконструкции/вывода из эксплуатации энергоисточников, выработавших эксплуатационный ресурс, на основании детальных технико-экономических исследований;

• приведение в соответствие объема установленных мощностей энергосистемы потребностям экономики, в том числе и после ввода в эксплуатацию атомной электростанции.

## В области централизованного теплоснабжения:

• расширение системы централизованного теплоснабжения производить только при экономической целесообразности, подтвержденной тщательным техникоэкономическим обоснованием;

• для нового жилищного строительства рассматривать такие альтернативные способы теплоснабжения, как газоснабжение отдельных зданий или жилых домов, а также использование котельных, работающих на местном топливе, например, со сжиганием древесной щепы;

• выведение из эксплуатации ТЭЦ, оборудование которых выработало свой эксплуатационный ресурс;

• обеспечение современным оборудованием и программным инструментарием диспетчерского контроля крупнейших сетей теплоснабжения;

• принятие мер для снижения потерь при передаче электрической и тепловой энергии.

### Список использованных источников

1. Энергетический баланс Республики Беларусь: статистичес. Сборники за 2013–2017 гг. / Нац. Статистичес. Комитет Респ. Беларусь. – Минск, 2013–2017.

2. Республика Беларусь в цифрах: краткий статистичес. Сборник за 1994 г. – Минск, 1994. – 266 с.

3. Беларусь. Топливно-энергетический комплекс (обзор): отчет Мирового банка. – Минск, 1994.

#### В.В. ТОРОПОВА, А.В. РАДКЕВИЧ, Н.И. ВОРОНИК

## ВЛИЯНИЕ КОМПЛЕКСООБРАЗУЮЩИХ АНИОНОВ НА ВЫБОР МЕТОДА ОЧИСТКИ РАСТВОРОВ ОТ РАДИОНУКЛИДОВ

Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны НАН Беларуси e-mail: <u>valen.toropova@mail.ru</u>

**Введение.** Как известно, процесс гидролиза металл-ионов протекает в две стадии: образование моноядерных (1) и полиядерных (2) гидроксокомплексов [1]:  $Me^{z^+} + nOH^- \rightarrow Me(OH)_n^{(z-n)+}$  (1)

$$pMe^{z+} + qOH^{-} \rightarrow Me_{p}(OH)_{q}^{(zp-q)+}$$
<sup>(1)</sup>
<sup>(2)</sup>

По мере увеличения pH раствора металл-ионы последовательно переходят из гидратированных форм в моноядерные и полиядерные гидроксокомплексы, а при дальнейшем увеличении pH – в коллоидные частицы, которые могут агрегироваться с образованием осадка (рис. 1). Данная последовательность процессов справедлива для растворов с макроконцентрацией гидролизующегося металл-иона, как правило, выше 10<sup>-6</sup> моль/л.



Рис. 1. Общая схема гидролиза металл-ионов в растворе

При рассмотрении гидролитического поведения радионуклидов (металл-ионов) необходимо учитывать их крайне низкую концентрацию на уровне 10<sup>-7</sup>–10<sup>-14</sup> моль/л в растворах, представляющих интерес с точки зрения переработки жидких радиоактивных источников (ЖРО). Анализ, выполненный в работе[1], показывает, что при концентрации радионуклида в растворе <10<sup>-6</sup>моль/л образование истинных коллоидных частиц невозможно ни термодинамически, ни кинетически. Однако происходит образование псевдоколлоидов вследствие сорбции металл-ионов на поверхности коллоидных частиц, например силикатов, продуктов коррозии и иных загрязнителей, которые всегда присутствуют в растворе в незначительных количествах.

Ход и результаты эксперимента. Изучение форм нахождения радионуклидов Co(II), Fe(III), Cr(III), Th(IV) в растворе проводилось с использованием различных методов: диализ и ультрафильтрация, ионный обмен, сорбция, центрифугирование, соосаждение.

На рис. 2 представлено распределение форм Co(II) в водном растворе при бесконечном разбавлении, рассчитанное на основании констант устойчивости и экспериментальные данные, полученные методом ультрафильтрации растворов, содержащих радионуклид <sup>60</sup>Co(II).

Бесконечное разбавление соответствует типичной концентрации радионуклидов в растворе ( $10^{-10}-10^{-13}$  моль/л). Поэтому, как ожидается, полученные результаты должны корректно описывать гидролитическое поведение радионуклидов Со(II) в растворе. Однако поведение радионуклида существенно отличается от предсказываемого по константам гидролиза: при рН > 8 вместо гидролиза с образованием моноядерного гидроксокомплекса происходит образование псевдоколлоидных частиц, задерживаемых ультрафильтрационной мембраной.



Рис. 2.Распределение форм нахождения Co(II) в водном растворе при бесконечном разбавлении, рассчитанное на основании констант устойчивости, и экспериментальные данные:  $1 - Co^{2+}$ ;  $2 - CoOH^+$ ;  $3 - Co(OH)_2$ ; 4 - задержание <sup>60</sup>Co при ультрафильтрации

Данные по сорбции радионуклидов Co(II) на поверхности стекла при концентрациях, соответствующих бесконечному разбавлению[1], также указывают на возможность образования псевдоколлоидов в сильно разбавленных растворах радионуклидов Co(II). При этом максимального значения величина адсорбции на стекле достигает при pH раствора, при котором образуются моноядерные гидроксокомплексы CoOH<sup>+</sup>.

Экспериментальные данные по задержанию радионуклидов <sup>60</sup>Со полупроницаемой мембраной при ультрафильтрации (рис.2) подтверждают, что именно гидроксокомплексы СоОН<sup>+</sup> сорбируются на посторонних частицах в растворе, образуя псевдоколлоиды [2].

Исследовано также влияние комплексообразующих анионов на образование псевдоколлоидов <sup>60</sup>Со. Полученные данные (рис.3) показывают, что присутствие оксалатили ЭДТА-анионов уменьшает долю радионуклида в растворе в псевдоколлоидном состоянии и сдвигает начало образования псевдоколлоидов в область более высокого рН.

В литературе [1] такое влияние на образование псевдоколлоидов объясняется тем фактом, что сорбция на поверхности коллоидных загрязнений протекает посредством ОН-

-групп гидроксокомплексов. Комплексообразующий анион замещает ОН<sup>-</sup>-группу в координационной сфере металл-иона и, следовательно, уменьшает возможность сорбции радионуклидов.



Рис. 3. Влияние сильного комплексона на задержание <sup>60</sup>Со при ультрафильтрации: 1 – в отсутствии комплексообразующего реагента; 2 – концентрация оксалат-аниона  $1 \cdot 10^{-4}$  моль/л; 3 – концентрация ЭДТА  $1 \cdot 10^{-4}$  моль/л.

Из анализа полученных данных очевидно, что ультрафильтрация без сочетания с другими методами не может быть эффективно использована для селективного извлечения следовых количеств (радионуклидов) кобальта из раствора, содержащего комплексоны. В то же время, понимание процессов, влияющих на гидролиз Co(II), позволяет решить эту проблему.

Одним из возможных путей увеличения размеров частиц кобальта и, как результат, извлечение радионуклидов кобальта из раствора мембранным разделением, является образование гетероядерного гидроксокомплекса с другим металл-ионом в растворе или сорбция. Fe(III) является оптимальным металл-ионом для обеих целей и обладает следующими преимуществами:

способностью образовывать полиядерные и коллоидные гидроксоформы, которые могут быть легко удалены из раствора фильтрованием через мембрану или центрифугированием;

широкая область pH, концентраций и относительно быстрая кинетика образования полиядерных и коллоидных форм;

образование полиядерных гидроксокомплексов в растворах, содержащих комплексообразующие лиганды;

способность образовывать гетероядерные гидроксокомплексыс другим металл-ионом;

гидроксоформы Fe(III) обладают значительной сорбционной способностью;

Fe(III) часто является компонентом исходных растворов вследствие коррозии и, как следствие, не требуется его дополнительное внесение в раствор.

Экспериментальные данные по состоянию Fe(III) в растворах при концентрации 4·10<sup>-5</sup>моль/л показаны на рис.4 [3].

Задержание железа керамической мембраной с размером пор 1 мкм происходит практически полностью при pH > 4,5, что указывает на присутствие коллоидных форм Fe(III) относительно большого размера.

Полученные результаты показывают возможность использования Fe(III) для извлечения радионуклидов из растворов при pH 4,5 и выше.



Рис.4. Формы нахождения Fe(III) в растворе и задержание мембраной. Концентрация Fe(III)  $4 \cdot 10^{-5}$  моль/л:  $1 - \text{Fe}^{3+}$ ;  $2 - \text{FeOH}^{2+}$ ;  $3 - \text{Fe}_{p}\text{OH}_{q}$ ; 4 - 3адержание Fe(III) микрофильтрационной мембраной (диаметр пор -1 мкм)

Изучалось также влияние комплексообразователей на состояние Fe(III) в растворах. Полученные данные представлены на рис. 5 и 6. В присутствии комплексообразователей, в данном случае анионов щавелевой кислоты, при концентрации  $C_2O_4^{2-}$  более  $1\cdot 10^{-4}$  моль/л доля железа, которое может находиться в виде оксалатных комплексов, возрастает. Вероятно, что ОН<sup>-</sup>ионы при этом вытесняются из координационной сферы Fe<sup>3+</sup>-катионов и процесс полимеризации в растворе прекращается. При этом происходит частичное разрушение гидроксоформ Fe(III) при концентрациях аниона, равных или превышающих концентрацию железа, вплоть до полного разрушения.



Рис. 5. Влияние оксалат-аниона на формы нахождения радионуклидов Fe(III) в растворе. Концентрация Fe(III) 5·10<sup>-4</sup> моль/л, pH 3,0:  $1 - \text{Fe}^{3+}$ ;  $2 - \text{FeO}_x^+$ ;  $3 - \text{FeO}_x^{2-}$ 



Рис.6 Задержание Fe(III) при диализе (размер пор 2,5–3,5 нм). Концентрация в растворе, моль/л: Fe(III) –  $5 \cdot 10^{-4}$ ; оксалат-анионов: 1 - 0;  $2 - 5 \cdot 10^{-4}$ ;  $3 - 5 \cdot 10^{-3}$ 

Влияние pH раствора на «равновесное» распределение <sup>60</sup>Со между истинно растворимыми формами и гидролитическими соединениями с Fe(III) представлено на рис. 7. С ростом pH задержание <sup>60</sup>Со увеличивается до практически полного удаления радионуклидов <sup>60</sup>Со из раствора (кривая 1). Таким образом, при pH выше 8,0 активность раствора уменьшается до фонового значения после образования осадка гидроксида железа.

Влияние комплексообразующих анионов на задержание <sup>60</sup>Со с гидроксоформами Fe(III) полупроницаемой мембраной (диализ, размер пор 2,5–4,5 нм) показано на кривой 2.



Рис.7. Влияние оксалат-аниона на задержание <sup>60</sup>Со гидроксоформами железа. Концентрация, моль/л: Fe(III) –  $1 \cdot 10^{-3}$ ; оксалат-аниона: 1 - 0;  $2 - 1 \cdot 10^{-4}$ 

Присутствие оксалат-аниона сдвигает начало связывания радионуклида <sup>60</sup>Со соединениями Fe(III) в область более высоких значений pH. Наблюдаемый эффект можно объяснить конкурированием комплексообразующего и OH<sup>-</sup>анионов в координационной сфере катионов металл-иона. Комплексообразующий катион вытесняет OH-группу из координационной сферы катиона, таким образом уменьшая его сорбционную способность.

Аналогичные исследования были выполнены по изучению гидролитического поведения радионуклидов <sup>51</sup>Cr [4] и <sup>232</sup>Th [5] в отсутствии и присутствии комплексообразователя – анионов этилендиаминтетрауксусной кислоты (ЭДТА).

Влияние анионов ЭДТА на образование полиядерных гидроксокомплексов Cr (III) Задержание радионуклидов Cr(III) при диализе (1) и показано на рис. 8. центрифугировании присутствии ЭДТА показывает, образование (2)В что совпадает псевдоколлоидов областью образования монос И полиядерныхгидроксокомплексов<sup>51</sup>Cr(III).

Влияние анионов ЭДТА на образование полиядерных гидроксокомплексовTh(IV) представлено на рис. 9.

Как видно из представленных результатов, присутствие анионакомплексообразователя препятствует образованию полиядерных гидроксокомплексов Th(IV) в растворе, образуя комплексы с анионами ЭДТА.



Рис. 8. Задержание радионуклидов Cr(III) при диализе (1) и центрифугировании (2) в присутствии ЭДТА. Концентрация Cr(III) 1·10<sup>-5</sup>моль/л; pH 5,0



Рис. 9. Зависимость доли полиядерных гидроксокомплексов Th(IV) в растворе HCl – NH4Cl от состава и pH раствора: 1 – концентрация Th(IV) 5·10<sup>-4</sup>моль/л, ЭДТА 5·10<sup>-4</sup>моль/л; 2 – то же при отсутствии ЭДТА; 3 – концентрация Th(IV) 1·10<sup>-3</sup>моль/л, ЭДТА 1·10<sup>-3</sup>моль/л; 4 – то же при отсутствии ЭДТА; метод – диализ.

Используя установленное влияние сильных комплексообразователей на формы нахождения многозарядного катиона, можно выполнить селективное разделение

радионуклидов, например, <sup>137</sup>Cs и <sup>232</sup>Th в присутствии ЭДТА. Полученные данные представлены в табл. 1.

Таблица 1. Разделение радионуклидов <sup>137</sup>Cs и <sup>232</sup>Th в присутствии ЭДТА: концентрация ЭДТА 1·10<sup>-3</sup> моль/л, метод – ультрафильтрация (размер пор 50 нм)

		3a Janwai wa			
рН	Th(IV)	Ферроцианид никеля	Th (IV) в фильтрате	<sup>137</sup> Cs,%	
5,0	1.10-4	1.10-4	1.10-4	52	
5,3	4·10 <sup>-4</sup>	1.10-4	4.10-4	61	
5,4	1.10-3	1.10-4	7,7.10-4	91	
5,0	1.10-3	5.10-4	0,95.10-3	98	
7,0	1.10-3	5.10-4	0,86.10-3	98	

#### Практическое применение полученных результатов

Очистка жидких радиоактивных отходов неизвестного химического состава («исторических» ЖРО). Результаты фундаментальных исследований нашли практическое применение для очистки «исторических ЖРО», находившихся на площадке научного учреждения «ОИЭЯИ – Сосны в течение нескольких десятилетий.

Особенностью исследуемых ЖРО являлось отсутствие информации по их радионуклидному и химическому составу (отсутствие «истории» образования). Кроме того, при определении состояния радионуклидов необходимо было учитывать значительное время старения растворов, что могло привести к образованию устойчивых полиядерных и псевдоколлоидных форм и, в первую очередь, соединений с Fe(III). Результаты анализа ЖРО приведены в табл. 2.

Параметр							
Содержание <sup>60</sup> Со, Бк/кг	pН	Цветность, град	Электро- проводность, мкСм/см	Жесткость, ммоль- экв/л	Железо общее, мг/л	Окисляемость, мг/л	Сухой остаток, мг/л
1010	8,2	< 10	645	2,95	0,08	4,75	390

Таблица 2. Состав «исторических» ЖРО

Данные ЖРО относятся к категории низкоактивных отходов, содержащих  $^{60}$ Со. По химическому составу они относятся к низкосолевым (солесодержание < 1 г/л) с небольшим содержанием растворенных форм Fe(III). Полученные значения окисляемости свидетельствуют о наличии небольшого количества органических соединений, присутствующих в ЖРО.

Первоочередной задачей, которая решалась при выборе технологии очистки ЖРО, было определение формы нахождения радионуклидов <sup>60</sup>Со в растворе. Принимая во внимание состав ЖРО, можно предположить, что в растворе присутствуют как ионные (катионные), так и псевдоколлоидные формы<sup>60</sup>Со.



Рис. 10. Удаление <sup>60</sup>Со из ЖРО различными методами: 1 – соосаждение с Fe(OH)<sub>3</sub>, микрофильтрация; 2 – ультрафильтрация, мембрана 1 kDa, pH 10; 3 – ультрафильтрация, мембрана 1 kDa, pH 12,3; 4 – озонирование, ультрафильтрация, мембрана 1 kDa, pH 10; 5 – сорбция модифицированным доломитом, pH 8,2; 6 – озонирование, сорбция модифицированным доломитом, pH 8,2; 7 – сорбция на активированном угле, V/m=100, pH 8,2; 8 – ионный обмен КУ-2, V/m=100, pH 8,2; 9 – ионный обмен KU-2, V/m=500, pH 10; 10 – озонирование, ионный обмен КУ-2, V/m=500, pH 10; 11 – кипячение с КтпО4, ионный обмен КУ-2, V/m=100, pH 8,2; 12 – ионный обмен AB-17, V/m=100, pH 8,2; 13 – ионный обмен AB-17, V/m=500, pH 10; 14 – озонирование, ионный обмен AB-17, V/m=500, pH 10

Из представленных на рис. 10 данных можно сделать вывод, что Co(II) не образует ожидаемых форм, несмотря на низкое содержание органических компонентов в ЖРО и нейтральную величину рН ( $\mathbb{N}$  1, 2, 3, 7, 8, 9, 12, 13). Отсутствие катионных форм подтверждается незначительным удалением радионуклида при сорбции и ионном обмене на катионите, а небольшая величина задержания на мембране, даже при повышенном значении рН, указывает на размер форм, значительно меньший по сравнению с коллоидными (псевдоколлоидными). При этом величина задержания при ионном обмене на анионите достигает 60 %, что может быть объяснено образованием анионной формы радионуклида.

Образование таких форм происходит при взаимодействии с сильными комплексообразующими анионами, такими как ЭДТА. Введение в раствор даже незначительных количеств комплексообразующего аниона (ЭДТА,  $10^{-6}$ моль/л) приводит к переходу радионуклидов кобальта из неионного состояния к ионному состоянию в растворе (рис.3). Это может свидетельствовать о разрушении гидроксокомплексов Co(II) в растворах, содержащих анионы ЭДТА, и образовании анионных комплеков [Co<sup>II</sup>EDTA]<sup>2-</sup>, обладающих высокой константой устойчивости  $1,3\cdot10^{16}$ . При этом ввиду небольшой концентрации комплексообразователя в растворе, его присутствие не может быть определено по величине окисляемости.

Исходя из предположения образования <sup>60</sup>Со анионных комплексов в ЖРО, были проведены эксперименты по очистке растворов с предварительным разрушением органических компонентов окислительными методами (№ 4, 6, 10, 11, 14).

Полученные данные показывают значительное изменение форм <sup>60</sup>Со в ЖРО при воздействии окислителя: радионуклид переходит в катионное состояние при pH 8.2, а при повышении pH до 10 закономерно гидролизуется с образованием псевдоколлоидных форм, задерживаемых мембраной. Также можно отметить высокую устойчивость органического комплексона к окислению, что проявляется в снижении эффективности удаления <sup>60</sup>Со с уменьшением окислительной способности в ряду  $O_3 > KmnO_4 > H_2O_2$ .

Таким образом, для эффективного удаления радионуклидов кобальта из раствора как методом сорбции, так и методом фильтрования под давлением, потребовалось предварительное разрушение комплексов методом озонирования или химическим окислением с перманганатом калия.

*Очистка ЖРО пункта хранения.* Полученные результаты были использованы также при разработке эффективного способа очистки и кондиционирования ЖРО, образовавшихся в период эксплуатации пункта хранения, и жидких отходов, образовавшихся после дезактивации оборудования при выводе ПХ из эксплуатации.

Данные ЖРО имели следующие характеристики:

удельная активность растворов варьировалась от 1 до 1·10<sup>6</sup> Бк/дм<sup>3</sup>;

высокая радиотоксичность – референтный уровень 1 Бк/дм<sup>3</sup> [6];

сложный радиохимический состав: широкий спектр радионуклидов (<sup>239, 240</sup>Pu, <sup>241</sup>Am, а также следовые количества <sup>60</sup>Co и <sup>137</sup>Cs), органических и неорганических комплексообразующих лигандов, ПАВ; продукты коррозии, высокое солесодержание и т.д.;

различие в характеристиках свежеприготовленных и выдержанных растворов.

Можно было предположить наличие в растворах различных форм радионуклидов, а именно: гидратированные катионы, моноядерные комплексы с ОН<sup>-</sup>группами, неорганическими и органическими лигандами; полиядерные гидроксокомплексы, псевдоколлоиды, коллоиды и осадки.



Рис. 11. Распределение форм радионуклидов в свежеприготовленных (1, 2) и выдержанных растворах по размерам, pH растворов 7 – 8; методы: ультрафильтрация и центрифугирование

Из представленных на рис. 11 данных следует, что в свежеприготовленных растворах ~70 % радионуклидов присутствуют в виде частиц размером от 3 до 50 нм; частицы размером менее 3 нм не образуются.

В выдержанных растворах ~ 80 % радионуклидов находятся в виде частиц размером < 25нм, ~40 % – в виде форм размером < 1 нм (предел отсечения мембраны 1000 Da).

На основании данных о состоянии радионуклидов были отработаны различные методы очистки: мембранные, сорбционные, соосаждение с гидроксидом Fe(III), коагуляция с последующей фильтрацией, разрушение комплексообразователей и ПАВ различными методами. Наиболее эффективные результаты были получены при

использовании озонирования ЖРО с последующей коагуляцией и микрофильтрацией (рис. 12).



Рис. 12. Эффективность очистки ЖРО пункта хранения различными методами

(А<sub>0</sub>, А – активность растворов до и после очистки)

Заключение. Поведение микроколичеств металл-ионов (радионуклидов) определяется образованием псевдоколлоидов в результате сорбции гидратированных катионов MeOH<sup>+</sup> на коллоидных загрязнениях в растворе.

Добавление в раствор даже малых количеств (10<sup>-4</sup> моль/л) комплексообразующих анионов значительно меняет состояние металл-иона и приводит к переходу радионуклида из псевдоколлоидного в ионное состояние.

Эффективность удаления радионуклидов кобальта из раствора методами ультрафильтрации или соосаждения с гидроксоформами Fe(III) в присутствии комплексообразователей требует:

более высокого значения рН раствора, при котором происходит задержание радионуклидов;

предварительной химической или электрохимической деструкции комплексообразующих реагентов перед мембранной фильтрацией, соосаждением или сорбцией.

Используя различное гидролитическое поведение радионуклидов, можно селективно выделять их из раствора.

Исследование форм нахождения радионуклидов в растворах различного состава является основой при разработке новых технологических решений по очистке растворов, основанных на способности радионуклидов, при характерных для ЖРО АЭС концентрациях <10<sup>-5</sup> моль/л, образовывать гидролитические формы, которые, взаимодействуя друг с другом, образуют соединения, способные задерживаться полупроницаемыми мембранами.

Как показано в настоящей работе, эффективность удаления радионуклидов из растворов методами ультрафильтрации, соосаждения с гидроксоформами Fe(III), коагуляции существенно уменьшается в реальных ЖРО, содержащих следы комплексообразователей, по сравнению с модельными растворами. При этом радионуклиды образуют устойчивые анионные формы, извлечение которых из раствора осложнено при использовании одностадийных методов, таких как мембранное разделение

или ионный обмен. В этом случае одним из наиболее эффективных путей извлечения радионуклидов из раствора является предварительная химическая или электрохимическая деструкция комплексообразующих реагентов с последующим использованием мембранной фильтрации, соосаждения или коагуляции с последующим разделением фаз.

#### Список использованных источников

1. Давыдов, Ю.П. Формы нахождения металл-ионов (радионуклидов) в растворе / Ю.П.Давыдов, Д.Ю.Давыдов. – Минск, Беларус. Навука, 2011. – 302 с.

2. Cobalt speciation in Aqueous Solution and Sorbents on the Basis of Natural Dolomite for Cobalt Removal/ A.V. Radkevich [et al.] // Chemistry Research and Application. Cobalt. Occurrence, Uses and Properties/ Nova Science Publisher, Inc.; ed. Yamamoto Kobayashi, Haruto Suzuki. – New York, 2013. – Ch. 6. – P. 191 – 214.

3. The Retentiveness of Ceramic Microfiltration Membranes with Respect to Ferric Iron Ions/A.V. Radkevich [et al.] // Protection of Metals and Physical Chemistry of Surfaces. -2012. -V.48. -P. 553 -556.

4. Davydov, D. The effect of complexing anions on the formation of polynuclear hydroxocomplexes of Cr(III) in aqueous solution / D. Davydov, A. Titov, N. Toropova // Journal of molecular liquids. -2007. - Vol. 131-132. - P.168-172.

5. Torapava, V.V. The scientific foundation of radionuclide Th(IV) extraction technology from liquid radioactivewastes/ V.V. Torapava [et al.]// Труды 10-й Междунар. Конф. По почвам и водным системам ConSoil 2008, 3–6 июня 2008 г., Милан, Италия (ISBN of Proceedings CD: 978-3-00-024598-5). – Милан, 2008. – Р. 575 – 583.

6. Критерии оценки радиационного воздействия: гигиеничес. Норматив. – Утв. Постановлением Министерства здравоохранения Респ. Беларусь от 28.12.2012 № 213, введ. 01.01.2013.

## А.Н. ЩЕБЛЕЦОВА, А.В. РАДКЕВИЧ, В.В. ТОРОПОВА, Т.Л. СТЕПАНЧУК, В.В. САСКОВЕЦ

# ИССЛЕДОВАНИЕ СОРБЦИИ РАДИОНУКЛИДОВ ЦЕЗИЯ, СТРОНЦИЯ И КОБАЛЬТА ТЕРМООБРАБОТАННЫМИ ГОРЮЧИМИ СЛАНЦАМИ

## Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны НАН Беларуси E-mail: <u>ireplab06@mail.ru</u>

Радиоактивные отходы (РАО) образуются при эксплуатации объектов ядерного топливного цикла, атомных электростанций, исследовательских ядерных установок, источников ионизирующего излучения, судов гражданского и кораблей военно-морского флотов с ядерными энергетическими установками и иными радиационными источниками, а также при использовании радиоизотопной продукции в медицине, промышленности, научных исследованиях. Значительную экологическую опасность представляют жидкие радиоактивные отходы (ЖРО), образующиеся в больших объемах на объектах использования атомной энергии. Основной вклад в радиационную опасность этих ЖРО вносят радионуклиды  $^{137}$ Cs,  $^{90}$ Sr,  $^{60}$ Co, характеризующиеся длительными периодами полураспада [1].

Для удаления долгоживущих радионуклидов из ЖРО применяются различные методы. Ввиду нахождения указанных радионуклидов в ЖРО, как правило, в ионных формах наиболее эффективными методами их извлечения при переработке являются ионный обмен и сорбция на селективных сорбентах. Следует отметить, что ионный обмен – хорошо освоенный способ очистки водных сред предприятий атомной энергетики [2]: очистка теплоносителей первого и второго контуров, растворов борной кислоты, воды бассейнов хранения отработавшего ядерного топлива (ОЯТ). Однако метод эффективен с экономической точки зрения только при солесодержании исходного раствора не более 1 г/л.

Наиболее перспективными на сегодняшний день являются неорганические сорбенты, характеризующиеся высокой селективностью, а также химической, термической и радиационной стойкостью [3–5]. По сравнению с органическими ионообменными смолами они имеют следующие преимущества: большую химическую и радиационную устойчивость; большую селективность, которая обеспечивает удаление радионуклидов из ЖРО, содержащих высокие концентрации неактивных солей; лучшую совместимость с матрицами на основе цемента для последующего кондиционирования и захоронения.

Сорбенты, используемые для очистки ЖРО, как правило, достаточно дорогие материалы, их применение влечет за собой значительные затраты. В связи с этим несомненный интерес представляют технологии получения универсальных сорбционных материалов с использованием дешевого, легкодоступного сырья, в том числе техногенных отходов некоторых производств. В Республике Беларусь имеются запасы природных сорбентов (глины, доломиты, торф, трепел и т.п.), которые могут быть использованы для очистки ЖРО от радионуклидов [6, 7].

Перспективными сорбентами могут стать продукты переработки горючих сланцев. Залежи горючих сланцев Беларуси сосредоточены в Припятском сланцевом бассейне, расположенном в южной части республики на площади более 10 тыс. км<sup>2</sup>. Общие прогнозные запасы оценены в 8,8 млрд т, реальные промышленные – около 3,6млрд т. Основное количество горючих сланцев сосредоточено на двух месторождениях: Любанском (0,9 млрд т) и Туровском (2,7 млрд т). С точки зрения промышленного использования горючие сланцы представляют интерес как топливо и химическое сырье. В качестве топлива они могут использоваться при непосредственном сжигании и после переработки в сланцевое масло. Минеральная часть является балластом, снижающим теплотворную способность сланцев, что значительно увеличивает их зольность. В настоящее время общепринято, что развитие потенциала сланцев как полезных ископаемых заключается в их глубокой переработке с использованием как органической, так и минеральной части. Состав минеральной матрицы близок к природным алюмосиликатам (глинистым минералам), что позволяет предположить о наличии сорбционно-селективных свойств по отношению к различным радионуклидам [8].

Исследования проводились на образцах природных горючих сланцев Туровского месторождения, полученных при различной температуре обработки в присутствии водяного пара. Обработка проходила при атмосферном давлении, скорость нагрева составляла 17 °С/мин, подача водяного пара начиналась с температуры 250 °С. Горючие сланцы выдерживали 40 мин при конечной температуре процесса обработки для образца 1, равной 300 °С, образца 2 – 320 °С, образца 3 – 340 °С, образца 4 – 360 °С, образца 5 – 380 °С, образца 6 – 400 °С.

Термодеструкция сланцев в присутствии водяного пара проводилась на модернизированной проточной экспериментальной установке (ПЭЛУ). При термическом разложении сланцев с минеральной составляющей, представляющей собой в основном мергелевую глину, образуется пористый материал с развитой поверхностью. Участие в процессе деструкции водяного пара приводит к более полной очистке поверхности и ее активации [9].

Адсорбционные свойства и текстуру образцов оценивали из изотерм низкотемпературной (-196 °C) физической адсорбции-десорбции азота, измеренных объемным методом на анализаторе площади поверхности и пористости ASAP-2020 MP (Micromeritics, США). Исследования проводились в Институте общей и неорганической химии НАН Беларуси.

Сорбционные свойства по отношению к радионуклидам <sup>137</sup>Cs, <sup>60</sup>Co и <sup>85</sup>Sr исследовались на водных растворах при совместном присутствии радионуклидов с удельной активностью  $3,7 \cdot (10^3 - 10^5)$  Бк/л. Сорбция проводилась из нейтрального водного раствора (pH 6–7). Величину pH раствора определяли с помощью стеклянного электрода на иономере

И-160. Соотношение объем раствора на массу сорбента составило 1000 см<sup>3</sup>·г<sup>-1</sup>. Перемешивание фаз осуществлялось в приборе для встряхивания в течение 1 сут. Для достижения равновесия. Далее растворы фильтровались через бумажные фильтры «синяя лента» и измерялась активность фильтратов. Измерение активности проводилось методом регистрации гамма-излучения сцинтилляционными блоками детектирования на гамма-бета-спектрометре МКС-АТ1315, программное обеспечение которого позволяет рассчитывать активность радионуклидов в пробе путем обработки полученных аппаратурных спектров методом максимального правдоподобия.

Для практической оценки сорбционных свойств исследуемых образцов использовали коэффициент распределения К<sub>d</sub> (1) и степень сорбции S, % (2):

$$Kd = (A_0 - A) / A \times V / m, \tag{1}$$

где A<sub>0</sub> и A – начальная и равновесная активность раствора (или его аликвоты); V – объем раствора, см<sup>3</sup>; m – масса сорбента, г;

$$S = (A_0 - A) / A_0 \times 100\%, \qquad (2)$$

где А<sub>0</sub> и А – начальная и равновесная активность раствора (или его аликвоты).

Предел основной относительной статистической погрешности  $\theta$  измерения общей (удельной) активности на гамма-бета-спектрометре МКС-АТ1315 составляет ±20 % в диапазоне от 2 до 10<sup>6</sup> Бк/л (Бк/кг).

Согласно данным низкотемпературной физической адсорбции – десорбции азота получены характеристики поверхности исследуемых сорбентов: удельная площадь поверхности, объем пор, а также их размер (рис.1).



Рис.1. Адсорбционные свойства образцов горючих сланцев в зависимости от температуры обработки: А<sub>BET</sub> и A<sub>sp</sub> – удельная площадь поверхности, определенная в соответствии с теорией БЭТ и методом одной точки; V<sub>sp.ads</sub> и V<sub>sp.des</sub> – адсорбционные и десорбционные объемы пор; D<sub>ads</sub> и D<sub>des</sub> – адсорбционный и десорбционный диаметры пор

Из данных следует, что увеличение температуры обработки приводит к росту удельной поверхности образцов (14–29 м<sup>2</sup>·г<sup>-1</sup>) и объемов пор (0,033–0,073 см<sup>3</sup>·г<sup>-1</sup>), а также к незначительному уменьшению диаметра пор (11–18 нм).

На рис.2 представлены значения коэффициентов распределения  $K_d$  радионуклидов <sup>137</sup>Cs, <sup>60</sup>Co и <sup>85</sup>Sr для образцов горючих сланцев при соотношении V/m = 1000 см<sup>3</sup>·г<sup>-1</sup>.

Как видно из полученных данных, в условиях эксперимента в водном растворе образцы горючих сланцев обладают высокими сорбционными свойствами по отношению к радионуклидам <sup>137</sup>Cs, <sup>60</sup>Co и <sup>85</sup>Sr – коэффициенты распределения находятся в интервале от  $10^3$  до  $10^4$ см<sup>3</sup>·г<sup>-1</sup>, величина сорбции составляет 50–90 %.



Рис. 2. Зависимость коэффициента распределения от температуры обработки образцов горючих сланцев

Наибольшую эффективность проявляют сорбенты с наиболее высокой удельной поверхностью. Наблюдается тенденция к увеличению сорбционной способности по отношению к радионуклидам <sup>137</sup>Cs и <sup>60</sup>Co при увеличении температуры обработки горючих сланцев. Повышение температуры на 100 °C приводит к увеличению коэффициента распределения в 8 раз для радионуклида <sup>137</sup>Cs и в 3 раза для <sup>60</sup>Co. При этом температура обработки сланцев на сорбционное поведение <sup>85</sup>Sr практически не влияет.

В водном растворе лучшими сорбционными свойствами по отношению ко всем радионуклидам обладают образцы сланцев с температурой обработки 400 ° С. Полученные данные представлены в табл. 1.

N⁰	Радионуклид	Коэффициент распределения К <sub>d</sub> , см <sup>3.</sup> г <sup>-</sup>	Степень сорбции S, %
п/п		1	
1	Цезий ( <sup>137</sup> Cs)	$8,2.10^{3}$	89
2	Кобальт ( <sup>60</sup> Со)	$10,0.10^3$	90
3	Стронций	$2,6\cdot10^3$	70
	( <sup>85</sup> Sr)		

Таблица 1. Сорбционные характеристики образцов сланцев, обработанных водяным паром при температуре 400 °С

Проведенные исследования показали, что термическая обработка природных горючих сланцев обуславливает существенный рост сорбционных свойств по отношению к радионуклидам <sup>137</sup>Cs и <sup>60</sup>Co. Полученные результаты позволяют предположить, что положительное влияние температуры прокаливания на коэффициенты распределения

обусловлены удалением органической части сланцев с их карбонизацией, сопровождающейся образованием кристаллического углерода, и некоторым увеличением удельной поверхности образцов. При этом все образцы термообработанных сланцев показали высокие значения K<sub>d</sub> по отношению к радионуклидам <sup>137</sup>Cs, <sup>60</sup>Co и <sup>85</sup>Sr.

#### Список использованных источников

1. Сорбционные технологии в современной прикладной радиохимии / В.В. Милютин [и др.] // Сорбционные и хроматографические процессы. – 2016. – Т. 16, № 3. – С. 313–322.

2. Рябчиков Б.Е. Очистка жидких радиоактивных отходов. – М.:ДеЛи принт. – 2008. – 516 с.

3. Мясоедова, Г.В. Сорбционные материалы для извлечения радионуклидов из водных сред / Г.В. Мясоедова, В.А. Никашина // Рос. Химичес. Журн. – 2006. – Т. L, № 5. – С. 55–63.

4. Неорганические сорбенты: сорбционные свойства природных силикатов / Е.А. Грушичева [и др.] // Сорбционные и хроматографические процессы. – 2006. – Т.6., вып. 6. – С. 922–927.

5. Marinin, D.V. Studies of sorbent/ion-exchange materials for the removal of radioactive strontium from liquid radioactive waste and high hardness groundwaters/ D.V. Marinin, G.N. Brown // J. Waste Management. -2000. - Vol. 20, N 7. - P. 545–553.

6. Основы геологии Беларуси / А.С. Махнач [и др.]; НАН Беларуси, Ин-т геол. Наук; под общ. Ред. А.С. Махнача. – Минск, 2004. – 391 с.

7. Геология Беларуси / А.С. Махнач [и др.]; НАН Беларуси, Ин-т геол. Наук; под общ ред. А.С. Махнача. – Минск, 2001. – 815 с.

8. Пещенко, А.Д. Горючие сланцы Беларуси: ресурсы и перспективы использования/ А.Д. Пещенко, Д.И. Мычко // Хімія: праблемы выкладання. – 2011. – № 8. – С. 3-13.

9. Сасковец, В.В. Исследование влияния ионизирующего излучения на процесс термического разложения горючих сланцев Туровского месторождения / В.В. Сасковец [и др.] // IV Междунар. Конф. «Ядерные технологии XXI века». Республ. Науч. Семинар «Ядерные и радиационные технологии»: доклады, г. Минск, 21–23 октября 2014 г. / Объед. Ин-т энергет. И ядер. Исслед. – Сосны» НАН Беларуси. – Минск: Право и экономика, 2014. – С. 195–199.

## Н.И. ВОРОНИК, В.В. ТОРОПОВА

## «СУХАЯ» ДЕЗАКТИВАЦИЯ ПЛЕНКАМИ И ПАСТАМИ

Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны НАН Беларуси Минск, Беларусь e-mail: ireplab06@mail.ru

В работе рассмотрены результаты разработки и применения полимерных композиционных рецептур для «сухой» дезактивации оборудования хранилища отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) передвижной АЭС «Памир» с газоохлаждаемым реактором с теплоносителем N<sub>2</sub>O<sub>4</sub>.

Дезактивация оборудования проводится с целью снижения радиоактивного загрязнения до уровня изъятия для дальнейшего его использования вне зоны контролируемого доступа.

Среди способов дезактивации следует выделить группу так называемых «сухих» технологий, применение которых не приводит к образованию жидких радиоактивных отходов (ЖРО). Одним из применяемых на практике «сухих» способов является дезактивация с использованием съемных полимерных составов.

Суть способа заключается в нанесении на радиоактивно загрязненную поверхность жидкой рецептуры на основе полимерного материала. При взаимодействии рецептуры с поверхностью происходит десорбция радионуклидов, которые переходят в гель. Спустя определенное время гель полимеризуется и высыхает, превращаясь в тонкую пленку. Высохшая пленка снимается специальным оборудованием (в частности, с использованием робототехники) или вручную, компактируется, помещается в контейнер для твердых радиоактивных отходов и направляется на хранение.

Среди достоинств дезактивации съемными полимерными составами следует отметить следующие:

достаточно высокая эффективность;

низкий объем образующихся радиоактивных отходов (так, при нанесении в 2–3 слоя количество сухих пленочных отходов составляет от 40–60 до 250–300 г/м<sup>2</sup> в зависимости от состава);

более низкая трудоемкость дезактивации, что позволяет снизить дозовые нагрузки на персонал;

удовлетворительная иммобилизация радионуклидов в полимерной матрице;

минимизация риска разноса радиоактивных веществ за пределы загрязненного участка;

отсутствие механического повреждения поверхности и связанного с этим пылеобразования, характерного для подавляющего большинства «сухих» технологий [1].

Полимерной основой разработанных дезактивирующих пленочных покрытий и паст являлся поливиниловый спирт. Для улучшения фиксации радионуклидов в отходах дезактивации использовались наполнители: природные материалы трепел и клиноптилолит (в том числе модифицированные ферроцианидами никеля и меди; хлоридами железа (III) и кальция, фосфатом натрия и ферроцианидом калия), в виде растертых в порошок с размером частиц 0,1–0,5 мм, а также гидролизный лигнин с фракцией того же размера. Модифицирование наполнителей производилось с целью придания пастам большей емкости по радионуклидам <sup>137</sup>Cs (ферроцианиды тяжелых металлов) и <sup>60</sup>Co (фосфаты, соли железа и кальция).

Исследовались следующие рецептуры:

Рецептура № 1 на основе борофтористоводородной кислоты с наполнителем – гидролизным лигнином обладает наиболее агрессивными свойствами и предназначена для локальной дезактивации загрязненных участков оборудования.

Рецептура № 2 на основе азотной и 1-гидроксиэтилидендифосфоновой кислот с наполнителями – природными и модифицированными трепелом и клиноптилолитом обладает слабоагрессивными свойствами и предназначена для эксплуатационной дезактивации оборудования.

Рецептура № 3 на основе синтетического моющего средства и триаммонийной соли оксиэтилидендифосфоновой кислоты с наполнителями – природным и модифицированным трепелом не обладает травильными свойствами и является универсальной, предназначенной для дезактивации оборудования, полимерных покрытий полов и стен.

Эффективность дезактивирующих полимерных покрытий характеризуется значением коэффициента дезактивации К<sub>дез</sub>, определяемого отношением уровней радиоактивного загрязнения образцов до дезактивации и после нее.

Как показали результаты исследований, введение лигнина в количестве 10 % в рецептуру № 1 приводило к увеличению коэффициента дезактивации нержавеющей стали X18H10T по <sup>137</sup>Cs до величины  $1,2 \cdot 10^3$ , что в 5–7 раз больше по сравнению с пленкой, не содержащей наполнителей. Такая же зависимость наблюдается в случае дезактивации образцов углеродистой стали 05пк. Коэффициенты дезактивации углеродистой стали на порядок меньше, но возрастают при введении 10 % лигнина с 11,5 до 115. Увеличение содержания лигнина в пасте до 20 % нецелесообразно, поскольку не увеличивает эффективность дезактивации нержавеющей стали и снижает эффективность дезактивации углеродистой стали.

Введение наполнителя – природного клиноптилолита в полимерную основу рецептуры № 2 увеличивает коэффициенты дезактивации образцов нержавеющей стали по <sup>137</sup>Cs до величины > 6·10<sup>3</sup>, что в ~ 38 раз больше по сравнению с пленкой. Использование в качестве наполнителя модифицированного клиноптилолита увеличивает коэффициенты дезактивации нержавеющей стали по <sup>137</sup> Cs в 3,6–7,6 раза по сравнению с пленкой, причем зависимости от вида модификатора не наблюдается.

Получены высокие коэффициенты дезактивации по <sup>137</sup> Сs пастами рецептуры № 3 на всех исследованных образцах: для нержавеющей стали (К<sub>дез</sub>=7·10<sup>2</sup>), полиуретановых напольных покрытий «Ультралайн-05» и «Полиплан 1004» (К<sub>дез</sub>=1,7·10<sup>2</sup>), пластиката (К<sub>дез</sub>=3·10<sup>2</sup>).

Установлено, что влияние модификации наполнителей на эффективность дезактивации носит сложный характер, поэтому для каждого дезактивируемого материала следует подбирать наиболее эффективный метод модификации наполнителя.

При использовании в качестве дезактивирующих агентов пленкообразующих полимерных композиций и полимерных композиционных рецептур (паст) отходами дезактивации являются затвердевшие полимерные пленки и пасты. По содержанию в них радионуклидов эти отходы относятся к отходам дезактивации.

Одной из важнейших характеристик отвержденных отходов дезактивации является их **стойкость к выщелачиванию радионуклидов** водой, так как невозможно дать абсолютную гарантию того, что за многие годы хранения эти радиоактивные отходы никогда не вступят в контакт с водой подтоплений или осадков.

Методом длительного выщелачивания по ГОСТ 29114-91 [2] определены скорости выщелачивания радионуклидов <sup>137</sup>Cs и <sup>60</sup>Co из сухих отходов дезактивации.

Для рецептуры № 1 введение в качестве наполнителя 10 % лигнина гидролизного увеличивает скорость выщелачивания радионуклидов из модельных отходов дезактивации в 1,5 раза; увеличение доли лигнина в пасте до 20 % увеличивает скорость

выщелачивания более чем в 3 раза по сравнению с дезактивирующей пленкой за 1 сут обработки. Для рецептуры № 1 нормативная величина скорости выщелачивания < 1·10<sup>-3</sup> г/(см<sup>2</sup>·сут) для <sup>137</sup>Cs, инкорпорированного в цементную и битумную матрицы, достигается за 7 сут обработки.

При добавлении трепела в базовую пленочную рецептуру № 2 за первые сутки скорости выщелачивания радионуклидов цезия и кобальта уменьшаются в 25 и 12 раз соответственно по сравнению с пленкой. В случае применения в качестве наполнителя трепела, модифицированного пропиткой ферроцианидом никеля, скорость выщелачивания <sup>137</sup>Cs уменьшается в 3,8 раза, а при использовании наполнителя с пропиткой ферроцианидом меди – в 1,8 раза. На скорость выщелачивания <sup>60</sup>Со модифицирование наполнителя влияния не оказывает.

Скорости выщелачивания радионуклидов из образцов рецептуры № 2, содержащих трепел, достигали нормативных величин < 1·10<sup>-3</sup> г/(см<sup>2</sup>·сут) из пленки и паст после 3 сут обработки. Нормативные скорости выщелачивания <1·10<sup>-3</sup>г/(см<sup>2</sup>·сут) для <sup>137</sup>Сs были достигнуты через 3 сут выщелачивания из паст рецептуры № 2, содержащих клиноптилолит.

В случае рецептуры № 3 введение в качестве наполнителя 20 % трепела снижает скорости выщелачивания <sup>137</sup>Сs на 2 порядка, а использование в качестве наполнителя 20 % трепела, модифицированного ферроцианидом никеля, уменьшает скорость выщелачивания <sup>137</sup>Сs еще на 2 порядка, т.е. на 4 порядка по сравнению с дезактивирующей пленкой, достигая за 1 сут обработки нормативной величины < 1.10<sup>-3</sup> г/(см<sup>2</sup>·сут) для <sup>137</sup>Сs, инкорпорированного в цементную и битумную матрицы.

На основании данных, полученных в экспериментах по выщелачиванию радионуклидов, рассчитаны величины фиксации радионуклидов <sup>137</sup>Cs в процентах от начальной активности радионуклида в сухих модельных образцах твердых отходов дезактивации. Результаты представлены на рис. 1–3.

Как видно из данных, представленных на рис. 1, введение лигнина в пленочную рецептуру № 1 (действующее вещество – борофтористоводородная кислота) уменьшает фиксацию <sup>137</sup>Cs в пастах по сравнению с пленкой. В целом фиксация радионуклидов пленкой и пастами рецептуры № 1 невелика.



Рис. 1. Фиксация <sup>137</sup>Сs в отходах группы 1: *I* – пленка рецептуры № 1; *2* – № 1+ 10 % лигнина; *3* – № 1+ 20 % лигнина

Из представленных на рис. 2 данных видно, что введение природного клиноптилолита в пленочную рецептуру № 2 (действующие вещества – азотная и оксиэтилидендифосфоновая кислоты) повышает фиксацию <sup>137</sup>Cs до 86 % за 84 сут.

Модифицирование трепела ферроцианидами никеля и меди увеличивает фиксацию радионуклида цезия до 97 % соответственно.



Рис. 2. Фиксация  $^{137}$ Cs в отходах группы 2:

*I* – пленка рецептуры № 2; *2* – паста № 2 + 20 % клиноптилолита ; *3* – паста № 2 + 15 % трепела, модифицированного ферроцианидом никеля; *4* – паста № 2 + 15 % трепела, модифицированного ферроцианидом меди

Согласно данным, представленным на рис. 3, трепел, модифицированный ферроцианидом никеля, прочно фиксирует радионуклиды цезия в твердых отходах дезактивации пастами рецептуры № 3 – до 99 %.



Рис. 3. Фиксация <sup>137</sup>Сs в отходах группы 3:

*I* – пленка рецептуры № 3; 2 – паста № 3 + 20 % трепела; 3 – паста № 3 + 20 % трепела, модифицированного ферроцианидом никеля

Полученные результаты свидетельствуют, что наиболее прочно фиксировались радионуклиды цезия пастами, содержащими в качестве наполнителей природные и модифицированные трепел и клиноптилолит. Применение для этих целей лигнина гидролизного, напротив, увеличивает скорость выщелачивания радионуклидов из паст, содержащих борофтористоводородную кислоту.

Для вывода из эксплуатации пункта хранения отработавшего ядерного топлива подлежали дезактивации поверхности бассейнов и дистанционирующих решеток. Дезактивация конструкционных элементов проводится с целью снижения их радиоактивного загрязнения до уровня, обеспечивающего безопасность при выполнении работ по выводу из эксплуатации пункта хранения, а также позволяющего их дальнейшее использование вне зоны контролируемого доступа.

По результатам измерений в бассейне 2-1 мощность дозы гамма-излучения достигает 2,9 мкЗв/ч, фиксированное загрязнение бета-активными радионуклидами поверхностей бассейна – 600 част./(см<sup>2</sup>·мин). В бассейне 2-2 мощность дозы гамма-излучения не превышает естественного фона, в приямке обнаружена локальная фиксированная загрязненность бета-активными радионуклидами.

Общая дезактивируемая поверхность составляет ~ 62,4 м<sup>2</sup> (бассейны – 28,4 м<sup>2</sup>, дистанционирующие решетки – около 34 м<sup>2</sup>).

Внешний вид бассейнов представлен на рис. 4 и 5.



Рис.4 – Общий вид бассейна



Рис.5 – Фрагмент бассейна

На основании проведенных исследований для дезактивации оборудования бассейнов выдержки ОЯТ использовалась композиция полимерная дезактивирующая КДП-3, РЦ ВҮ 190341033.002-2015 на основе борофтористоводородной кислоты. Композиция защищена патентом на изобретение 16314 РБ [3]. Изготовление композиции проводилось по ТУ ВҮ 190341033.005-2015 в лаборатории 06 научного учреждения «ОИЭЯИ – Сосны». Готовая композиция представляла собой бесцветный прозрачный гель.

Композиция КДП-3 наносилась кистью на поверхности бассейнов и верхних частей дистанционирующих решеток, накладывалась затем на них армирующая хлопчатобумажная ткань (марля), И поверхности еще раз промазывались дезактивирующим гелем. Вид бассейна с нанесенным покрытием представлен на рис. 6.





Рис. 6. Поверхность бассейна с нанесенным покрытием

Дезактивирующая композиция оставалась на поверхностях в течение 4–7 сут. За это время происходил процесс дезактивации, заключавшийся в растворении отложений с включенными в них радионуклидами, проникновении компонентов отложений и радионуклидов в массу геля, затем в полимеризации геля и высыхании покрытия. В это время не требовалось присутствия персонала, проводившего дезактивацию.

После высыхания покрытий, являвшихся твердыми радиоактивными отходами (ТРО) дезактивации, они удалялись механическим отслаиванием. Вид поверхности стали после дезактивации бассейна представлен на рис. 7.

По результатам радиационного обследования коэффициенты дезактивации составляли 10–600. На основании анализа результатов измерений сделано заключение, что бассейны могут использоваться в составе установки для переработки жидких радиоактивных отходов (УП ЖРО) для хранения данных отходов и технической воды.

Расход геля на дезактивацию двух бассейнов составил 23 кг. Масса ТРО бассейна 2-1 – 4,1 кг, масса ТРО бассейна 2-2 – 4,0 кг.

Для армирования внутренней поверхностей пеналов для хранения отработавших тепловыделяющих сборок (OTBC) применялась пластмассовая сетка, обладающая необходимой упругостью, чтобы плотно прилегать к стенкам, и необходимой химической устойчивостью к агрессивным компонентам КДП-3. Для армирования наружной поверхности пеналов использовался эластичный рукав, плотно прилегающий к поверхности.

Процесс дезактивации представлен на рис. 8 и 9.



Рис. 8. Дезактивация верхней части решетки

Рис. 9. Дезактивация пеналов: внизу снимка – покрытия удалены, в середине – покрытия нанесены, вверху – еще недезактивированные пеналы

На основании результатов сделан вывод, что дистанционирующие решетки с ячейками для хранения ОТВС могут быть использованы вне зоны контролируемого доступа. Масса ТРО от дезактивации дистанционирующих решеток составила 10,9 кг.

По сравнению с проектными данными, количество ТРО дезактивации бассейнов сократилось в 30 : 8,1 = 3,7 раза, а количество ТРО дезактивации дистанционирующих решеток – в (20 + 45) : 10,9 = 5,9 раза.

#### Список использованных источников

1. Мероприятия по снижению мощности дозы в помещениях 1 контура АЭС / В.Г. Крицкий [и др.]. – СПб: ВНИПИЭТ, 2010. – 175 с.

2. Отходы радиоактивные. Методы измерения химической устойчивости радиоактивных отходов посредством длительного выщелачивания: ГОСТ 29114-91. – М.: Изд-во стандартов, 1992. – 9 с.

3. Пленкообразующий состав для дезактивации металлической поверхности: пат. 16314 Респ. Беларусь, МПК G21F 9/34; зарег. 27.04.2012 // Вороник Н.И., Давыдов Ю.П., Сапрунова Н.А.

## Е.Н. БУНИН, Б.И. ПОПОВ

## ИССЛЕДОВАНИЕ ВОЗМОЖНОСТИ ВВОДА АТОМНЫХ ТЭЦ В ЭНЕРГЕТИЧЕСКУЮ СИСТЕМУ БЕЛАРУСИ

Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны НАН Беларуси Минск, Беларусь e-mail: jinpr@sosny.bas-net.by

Потребности народного хозяйства диктуют необходимость производства определенного количества тепловой и электрической энергии. Эти виды энергии могут вырабатываться раздельно (теплота – на котельных, электроэнергия – на КЭС) и комбинированно – на ТЭЦ. Термодинамическое преимущество комбинированного производства двух видов энергии по сравнению с раздельным неоспоримо и приводит к экономии топлива [1].

На ТЭС с органическим топливом (КЭС и ТЭЦ) бо́льшая доля затрат приходится на топливную составляющую, поэтому термодинамическая эффективность ТЭЦ подкрепляется и экономической. По этой причине больше половины производимой в Беларуси электроэнергии приходится на ТЭЦ.

Обеспечение радиационной безопасности атомных источников энергии приводит к увеличению капитальных затрат на защиту и к удалению от потребителей, а высокая энергоемкость ядерного топлива ведет к уменьшению затрат на топливо. Таким образом, соотношение топливной и капитальной составляющих в общих затратах на атомных энергоисточниках ниже, чем на органическом топливе. Это значит, что в экономических расчетах термодинамическое преимущество комбинированного производства двух видов энергии на АТЭЦ несколько нивелируется.

В Советском Союзе планировалось строительство нескольких АТЭЦ (Одесская, Харьковская, Волгоградская, Минская). Обоснованию проектов АЭС и АТЭЦ предшествовали исследования. В отчете [2] проведен краткий обзор работ по целесообразности использования ядерного топлива для раздельного и совместного производства электрической и тепловой энергии.

В последние десятилетия произошли события, которые непосредственно коснулись экономики и энергетики Беларуси: Чернобыльская авария (1986 г.), суверенитет финансово-экономический Республики Беларусь (1991 г.), кризис (2008)г.). Чернобыльская авария породила фобию к атомной энергетике, разнообразные проекты были закрыты, оставили только наиболее проверенные по надежности и безопасности. Под фобию почему-то попали перечисленные выше АТЭЦ и объяснения этому до сих пор нет. В принципе, радиационная безопасность АЭС и АТЭЦ с одинаковыми типами ядерных реакторов одинакова. Основатель зеленого движения Гринпис английский профессор Д. Лавлок в 2006 г. призвал отказаться от «ошибочного противостояния» атомной энергетике, и строительство АЭС продолжается. Очевидно, что отказ от строительства АТЭЦ – результат синдрома Чернобыля, но не экономическая обоснованность. Принимая во внимание, что проекты АТЭЦ закрыты без какого-либо объяснения, имеет смысл провести сравнение АЭС с АТЭЦ уже с новыми исходными данными и ограничениями.

В данной работе изложена методика сравнения двух видов атомных энергоисточников (АЭС и АТЭЦ), разработан алгоритм и проведены конкретные сравнительные расчеты. За основу взяли тепловую мощность реактора одного блока Белорусской АЭС N<sub>p</sub>= 3200 MBT (т) и оставляли ее неизменной во всех вариантах
рассматриваемых АТЭЦ. Увеличивая расход отбираемого из турбины пара, тем самым увеличивали количество передаваемой потребителям теплоты, но уменьшали количество электроэнергии. Таким образом рассмотрели разные соотношения этих видов вырабатываемой энергии. Каждому варианту АТЭЦ противопоставлялись два энергоисточника: АЭС плюс котельная на природном газе с теми же количествами вырабатываемой энергии. Условное разделение тепловой мощности реактора АТЭЦ осуществляли по физическому принципу – на производство тепловой энергии для потребителя N<sub>p</sub><sup>т</sup> и на производство электроэнергии N<sub>p</sub><sup>э</sup>.

Критерии оптимальности в данных расчетах, приведенные к одному году затраты 3, выглядят так:

$$3 = H + E_{\rm H}$$
· К, долл. США/год, (1)

где И – ежегодные (текущие) издержки производства, долл. США/год; К – капитальные (единовременные) затраты, долл. США; Е<sub>н</sub> – нормативный коэффициент эффективности капиталовложений, 1/год.

Ежегодные издержки на производство энергии состоят из топливной И<sub>т</sub>, капитальной (амортизационной) И<sub>к</sub> и эксплуатационной И<sub>эк</sub> составляющих:

$$M = M_{\rm T} + M_{\kappa} + M_{\rm эк}$$
, долл. США/год. (2)

Топливная составляющая ежегодных издержек

$$И_{\rm T} = {\rm I}_{\rm T} \cdot {\rm B}$$
, долл. США/год, (3)

где Ц<sub>т</sub>, – цена топлива, долл. США/кг; ·В – расход топлива за год, кг/год. Капитальная составляющая ежегодных издержек

$$И_{\rm K} = {\rm B}_{\rm a}$$
·K, долл. США/год, (4)

здесь в<sub>а</sub> – коэффициент амортизации, условно осредненный по всем составляющим капзатрат, 1/год. Эксплуатационную составляющую ежегодных издержек не учитываем, предполагая, что она примерно одинакова для АТЭЦ и двух раздельных энергопроизводств (АЭС + котельная). Кроме того, из опыта подобных расчетов известно, что доля ее в ежегодных издержках гораздо меньше других составляющих.

В формулу для определения топливной составляющей ежегодных издержек (3) входит ежегодный расход топлива B. величина которого вычисляется ИЗ термодинамического расчета теплоэнергетической установки (ТЭУ в нашем случае – это АЭС, котельная или АТЭЦ). Для проведения термодинамического расчета необходимо представить облик тепловой принципиальной схемы, рассчитываемой ТЭУ. В данных расчетах атомных энергоисточников рассматриваем схему одного блока Белорусской АЭС [3], дополнив ее (для АТЭЦ) отбором теплоносителя из турбины и схемой передачи теплоты потребителю (рис. 1). В исследуемых вариантах соотношения теплоты и электроэнергии величина электрической мощности АЭС, сравниваемой с АТЭЦ, будет изменяться в широком диапазоне, и количество парогенераторов на АЭС может быть разным (от 1 до 4). Здесь изображены 2 парогенератора, что не нарушает сущности процессов преобразования энергии.

Обозначения на рис. 1: АЗР – активная зона реактора; ПГ – парогенератор; ГЦН – главный циркуляционный насос; ЦВД и ЦНД – цилиндры высокого и низкого давления турбины; С – сепаратор; ПП1 и ПП2 – первая и вторая ступени пароперегревателя; ЭГ – электрогенератор; К – конденсатор; КН1 и КН2 – конденсатные насосы первого и второго подъема; НС – смесительный насос; ПН – питательный насос; Д – деаэратор; П1–П4 –

регенеративные подогреватели низкого давления; П6 и П7 – подогреватели высокого давления; ПСВ – подогреватель сетевой воды; СН – сетевой насос; О1–О7 – точки регенеративных отборов пара; 1–32 – точки в схеме преобразования тепла в электроэнергию; 33, 34 – вход в ПСВ и выход из ПСВ греющего теплоносителя; пв и ов – прямая и обратная сетевая вода. В данных расчетах АТЭЦ рассмотрен отбор на теплофикацию с параметрами третьего регенеративного отбора (из точки 03) для обеспечения графика сетевой воды в ПСВ: прямой  $t_{nB} = 150$  °C и обратной  $t_{oB} = 70$  °C.



Рис. 1. Принципиальная тепловая схема АЭС (и АТЭЦ)

Встал вопрос – где расположить ПСВ: в непосредственной близости к потребителям или на площадке АТЭЦ? В первом случае, по трубопроводам большого проходного сечения длиной 30 км прокачивался бы насыщенный пар с большой скоростью, во втором случае, для прокачки воды и проходное сечение меньше, и скорость меньше. Меньшая скорость вызовет меньшие потери давления, а меньшее проходное сечение приведет к меньшей стоимости 30-км теплотрассы. Итак, ПСВ расположили на площадке станции. На выходе из ПСВ сетевая вода разветвляется по четырем направлениям. Технико-экономические расчеты элементов схемы раздачи теплоты за пределами 30-км зоны не проводили, поскольку они одинаковы для АТЭЦ и для котельной.

На рис. 2 изображена температурно-мощностная диаграмма процесса передачи теплоты в ПСВ. Отношение расходов греющего и обогреваемого теплоносителей (кратность циркуляции) не зависит от абсолютной величины мощности ПСВ, то есть рис. Универсален для всех исследуемых вариантов АТЭЦ. Поэтому по оси абсцисс нанесены не бегущие значения мощности N (в тепловых мегаваттах), а относительные величи́ны мощности  $\alpha = N/N_{\Pi CB}$ ,  $\alpha = 1$  соответствует значениям мощности ПСВ в рассматриваемых вариантах:  $N_{\Pi CB} = 20$ , 200, 800, 1600, 2200 MBT (т) при неизменной мощности реактора АТЭЦ  $N_p = 3200$  MBT (т).

В данных сравнительных расчетах абсолютная величина мощности реактора АТЭЦ не влияет на результат сравнения, решающее значение играет соотношение условно разделенных мощностей  $N_p^{T}/N_p^{-3}$ . С привязкой к тепловой мощности реактора одного

блока Белорусской АЭС облегчается задача принятия исходных данных по схеме, термодинамике, капитальным затратам и цене на ядерное топливо, поскольку они более менее рассчитаны.

Расчетные формулы, связывающие электрическую мощность на валу теплофикационной турбины  $N_{\text{тур}}$  с суммарной работой потоков пара в турбине  $\Delta h_{\text{тур}}$  при неизменной величине расхода пара на входе в турбину  $G_{14} = 1815,6$  кг/с, взяты из отчета [3].



Рис. 2. Температурно-мощностная диаграмма процесса передачи теплоты в ПСВ

Суммарная работа пара в турбине АТЭЦ определяется с использованием относительных величин расходов пара в отборах  $\alpha_0$ , известных из расчета конденсационного номинального режима [3], и с учетом относительной величины расхода пара на теплофикацию  $\alpha_{03}^{\text{теп}} = G_{\Gamma}^{\text{псв}}/G_{14}$ .

Отбирая пар на теплофикацию из отсека турбины в точке 03 и сбрасывая его в точку 5 (исходя из графика сетевой воды), накладываем отпечаток на все элементы этого участка схемы. Для определения работы в каждом теплофикационном режиме  $\Delta h_{\rm ryp}{}^{\rm i}$  вычисляются измененные величины отборов  $\alpha_{06}$  и  $\alpha_{07}$  из балансов мощностей в подогревателях П1 и П2. Затем рассчитывается мощность на клеммах электрогенератора для i-го режима

$$N_{\rm sr}^i = G_{14} \cdot \Delta h_{\rm typ}^i \cdot 0,97, \, \rm \kappa B\tau,$$
<sup>(5)</sup>

здесь  $\Delta h_{\text{тур}}^{i}$ , кДж/кг.

При условной величине КПД брутто отпускаемой в ПСВ теплоты 100 %, считаем  $N_p^{T} = N_{ncB}$  и находим часть мощности реактора АТЭЦ, преобразуемую в электрическую  $N_p^{3} = N_p - N_{ncB}$ . Коэффициент полезного действия брутто производства электроэнергии на АТЭЦ (по физическому принципу)

$$\eta_{\mathfrak{z}}^{\mathsf{AT}\mathfrak{I}\mathfrak{I}} = \frac{N_{\mathfrak{z}\mathfrak{r}}\cdot 100}{N_{\mathfrak{p}}^{\mathfrak{z}}}, \%.$$
(6)

На рис. 3 показана зависимость  $\eta_{9}^{AT9U} = f(N_{ncB})$  при  $N_p = 3200$  MBT (т). Вид графика не изменился бы и для другой мощности  $N_p$ . Поэтому по оси абсцисс кроме абсолютной величины ( $N_{ncB} = N_p^{T}$ ) обозначено соотношение мощностей  $\beta = N_p^{T}/N_p^{9}$ ,9то придает графику универсальный характер. На всем возможном диапазоне изменения  $N_{ncB}$  (от нуля до 2200 MBt (т) КПД брутто производства электроэнергии растет ( $\eta_{9}^{AT9U} = 36,24-41,66$ %), это свидетельствует о термодинамическом преимуществе комбинированного производства теплоты и электроэнергии по сравнению с раздельным. Вывод из экономического сравнения будет сложнее.



Рис. 3. Влияние соотношения мощностей в реакторе АТЭЦ, ответственных за производство тепловой и электрической энергии по физическому методу условного распределения, на КПД производства электроэнергии

Существенное отличие атомной ТЭЦ от ТЭЦ на органическом топливе заключается в необходимости расположения АТЭЦ на расстоянии не меньше 30 км от потребителя энергии. На таком большом расстоянии возникает вопрос об ограничении потерь давления и теплоты. Поэтому экономическому расчету предшествует теплогидравлический расчет, задача которого сводится к выбору проходного сечения трубопровода f и скорости сетевой воды 9 так, чтобы потери давления  $\Delta P$  и температуры  $\Delta t$  были приемлемыми.

Скорость воды находим из уравнения неразрывности струи (сплошности)  $\vartheta = G_{cB}/\rho \cdot f$ , м/с. Расход сетевой воды (в одном из четырех направлений)  $G_{cB} = N_{ncB} \cdot 10^3/4 \cdot (h_{nB} - h_{oB})$ , кг/с. Здесь  $\rho$  – плотность воды, кг/м<sup>3</sup>; f – проходное сечение, м<sup>2</sup>; ( $h_{nB} - h_{oB}$ ) – разность энтальпий сетевой воды в ПСВ, кДж/кг. Потери давления на 30-км трассе [4]

$$\Delta \mathbf{P} = \lambda \frac{l}{d_{\rm BH}} \cdot \frac{\vartheta^2 \cdot \rho \cdot 10^{-5}}{19,62}, \, \mathrm{M}\Pi \mathrm{a}, \tag{7}$$

где  $\lambda$  – коэффициент сопротивления трения; *l*– длина трассы, м; d<sub>вн</sub>– внутренний диаметр одной трубы, м;  $\lambda \frac{l}{d_{\mathtt{RH}}}$  – коэффициент сопротивления по длине трубы.

В современной технологии тепловых сетей применяются предварительно изолированные (Пи) трубы. В табл. Приведены потери теплоты подающими q<sub>1</sub> и обратными q<sub>2</sub> Пи-трубами разных диаметров, взятые из [5], и цены погонного метра Ц<sub>пм</sub> на эти трубы, опубликованные в интернете.

Внутренний диаметр	Наружный диаметр	q <sub>1</sub> , Вт/м	q <sub>2</sub> , Вт/м	Цпм, бел. руб.
d <sub>вн</sub> , мм	d <sub>н</sub> , мм			
80	89	43,4	21,89	36,76
100	114	45,06	22,58	50,50
125	133	48,17	24,07	60,52
150	159	55,48	27,55	75,61
200	219	60,00	30,00	129,43
250	273	66,29	32,60	204,76
300	325	77,43	37,7	459,56
350	377	89,14	42,94	540,00
400	426	92,32	44,33	635,00
500	530	110,00	54,50	648,82
600	630	123,30	62,5	818,35

Таблица. Тепловые потери и цены Пи-труб

Потеря мощности на трассе прямой и обратной сетевой воды  $\Delta N = q \cdot l \cdot 10^{-6} \text{ MBr}$  (т). При изобарной теплоемкости  $C_p$ , кДж/(кг·град), снижение температуры на трассе составит

$$\Delta t = \frac{\Delta N \cdot 10^8}{G_{CB} \cdot C_p}, \text{ град.}$$
(8)

Малая величина расхода G<sub>св</sub> в варианте с N<sub>псв</sub> = 20 MBт приводит к большому снижению температуры (на трассе прямой воды  $\Delta t_{nb}$ > 26 град). Это неприемлемо, поэтому рассматриваем варианты АТЭЦ с N<sub>псв</sub> = 200 MBт (т) и выше.

Алгоритм экономического сравнения АТЭЦ с АЭС + котельная и расчет при  $N_{ncB} = 200 \text{ MBr}$  (т) (соотношение  $\beta = N_p^{T}/N_p^3 = 200/3000 = 0,067$ ). Тепловая мощность реактора АТЭЦ  $N_p^{ATЭЦ} = 3200 \text{ MBr}$  (т); тепловая мощность АТЭЦ, выдаваемая на теплофикацию,  $N_p^{T} = N_{ncB} = 200 \text{ MBr}$  (т); часть тепловой мощности реактора АТЭЦ, преобразуемая в электрическую,  $N_p^{3} = N_p^{AT3\amalg} N_p^{T} = 3000 \text{ MBr}$  (т). Мощность на клеммах электрогенератора АТЭЦ и АЭС  $N_{3\Gamma} = 1094,87 \text{ MBr}$ ; КПД брутто производства электроэнергии  $\eta_3 = N_{3\Gamma} \cdot 100/N_p^{3}$ , % (36,5 на АТЭЦ и 36,24 [3] на АЭС); тепловая мощность реактора АЭС  $N_p^{AЭC} = N_{3\Gamma} \cdot 100/\eta_3^{AЭC} = 3021,16 \text{ MBr}$  (т).

Число часов работы АТЭЦ и АЭС по производству электроэнергии в году  $\tau_3 = 7646,55$  ч/год [6]; число часов работы АТЭЦ и котельной по производству теплоты в году ( $\tau_{T}^{ATЭЦ} = 7646,55$  ч/год и  $\tau_{T}^{KoT} = 5000$  ч/год). Годовой отпуск электроэнергии Э = N<sub>эг</sub> · $\tau_3 = 8,372 \cdot 10^6$  МВт·ч/год; годовой отпуск теплоты Q =  $3600 \cdot N_{ncB} \cdot \tau_{T} = 5,51 \cdot 10^9$  МДж/год; КПД брутто котельной  $\eta_{KoT} = 90$  %; мощность котельной N<sub>кот</sub> = Q·100/3600 · $\tau_{T} \cdot \eta_{KoT} = 339,88$  МВт (т).

Количество тепловыделяющих сборок в реакторе АТЭЦ (как и на одном блоке Белорусской АЭС)  $n_{TBC} = 163$  шт. [7]. С учетом стоимостей обращения с отходами стоимость одной TBC со средним обогащением  $C_{TBC} = (0,89+1,75)/2 = 1,32$  млн долл. США [8], стоимость первой топливной загрузки для одного блока Белорусской АЭС  $C_{\Pi T3} = n_{TBC} \cdot C_{TBC} = 215,16 \cdot 10^6$  долл. США.

Принимаем капитальные затраты в строительство одного блока Белорусской АЭС, равными половине кредита, представленного Россией Беларуси,  $K_c = 5 \cdot 10^9$  долл. США, а с учетом первой топливной загрузки единовременные затраты в один блок  $K_{\text{БАЭС}} = K_c + C_{\text{птз}} = 5,215 \cdot 10^9$  долл. США. Число прямых и обратных трубопроводов в 4-х направлениях от АТЭЦ (на 30-км трассе)  $n_{\text{тр}} = 8$  шт.; цена погонного метра Пи-трубы диаметром  $d_{\text{вн}} = 300$  мм (курс долл. К бел. Руб. 1:2)  $\prod_{\text{пм}} = 229,78$  долл. США; стоимость трубопроводов на 30-км трассе  $K_{\text{тр}} = n_{\text{тр}} \cdot \prod_{\text{пм}} l = 55,15 \cdot 10^6$  долл. США. Принимаем стоимость ПСВ  $K_{\text{псв}} = K_{\text{тр}}$ , тогда капиталовложения в АТЭЦ (без учета разводящего оборудования)  $K_{\text{АТЭЦ}} = K_{\text{БАЭС}} + K_{\text{тр}} + K_{\text{ПСВ}} = 5,325 \cdot 10^9$  долл. США.

Капиталовложения в АЭС К<sub>АЭС</sub> = К<sub>БАЭС</sub>·N<sub>p</sub><sup>AЭС</sup>/ N<sub>p</sub><sup>БАЭС</sup> = 4,924·10<sup>9</sup> долл. США. Принимаем капиталовложения в котельную (без учета разводящего оборудования) К<sub>кот</sub> = 0,2·К<sub>АТЭЦ</sub> = 1,065·10<sup>9</sup> долл. США. Коэффициент амортизации b<sub>a</sub>, год<sup>-1</sup> (0,08 – для АТЭЦ; 0,07 – для АЭС; 0,06 –для котельной) [9]; капитальная составляющая ежегодных издержек И<sub>к</sub> = b<sub>a</sub>·K, долл. США/год (426·10<sup>6</sup> – на АТЭЦ; 344,68·10<sup>6</sup> – на АЭС; 62,7·10<sup>6</sup> – на котельной).

При кампании топлива 4 года [8] ежегодные издержки на топливо в одном блоке Белорусской АЭС И<sub>т</sub> =  $C_{nт3}/4 = 53,79 \cdot 10^6$  долл. США/год. Эта же величина сохранится и для всех рассматриваемых вариантов АТЭЦ. Для АЭС И<sub>т</sub><sup>АЭС</sup> = И<sub>т</sub><sup>АТЭЦ</sup>·N<sub>p</sub><sup>AЭC</sup>/ N<sub>p</sub><sup>ATЭЦ</sup> = 50,784 · 10<sup>6</sup> долл. США/год.

Теплотворная способность природного газа q = 40 МДж/кг. Годовой расход природного газа на котельной  $B_{nr} = Q/q = 137,65 \cdot 10^6 \text{ кг/год.}$  Плотность  $\rho_{nr} = 0,7 \text{ кг/м}^3$ , цена природного газа из России  $U_{nr} = 170/1000 \cdot \rho_{nr} = 0,243$  долл. США/кг. Топливная составляющая ежегодных издержек на котельной  $U_{r}^{\text{кот}} = U_{nr} \cdot B_{nr} = 33,45 \cdot 10^6$  долл. США/год.

Ежегодные издержки производства энергии И =  $U_{\rm T}+U_{\rm K}$ , долл. США/год (479,79·10<sup>6</sup> – на АТЭЦ; 395,46·10<sup>6</sup> – на АЭС; 96,15·10<sup>6</sup> – на котельной). Суммарные ежегодные издержки на раздельное производство электроэнергии и теплоты  $\Sigma U_{\rm pn} = U_{\rm AЭC} + U_{\rm KoT} = 491,61·10<sup>6</sup>$  долл. США/год. Суммарные капиталовложения в раздельные производства двух видов энергии  $\Sigma K_{\rm pn} = K_{\rm AЭC} + K_{\rm KoT} = 5,99·10<sup>9</sup>$  долл. США.

Прогнозируемая величина нормативного коэффициента эффективности капиталовложений в отдаленной перспективе  $E_{\rm H} = 0,05 \text{ год}^{-1}$ . Приведенные к одному году затраты в разные способы производства электроэнергии и теплоты  $3 = H + E_{\rm H}$ · К, долл. США/год (746,04·10<sup>6</sup> – на АТЭЦ; 790,11·10<sup>6</sup> – на АЭС плюс котельная).

При соотношении мощностей в реакторе АТЭЦ  $\beta = N_p^T/N_p^3 = 200/3000 = 0,067$  АТЭЦ экономичнее раздельного производства двух видов энергии на  $\delta 3 = 5,6$  %. При  $\beta = 1600/1600 = 1/1$  результат обратный – раздельное производство экономичнее комплексного на  $\delta 3 = 4,82$  %.

**Выводы.** Несмотря на рост КПД брутто АТЭЦ по производству электроэнергии на всем возможном диапазоне изменения  $N_{ncB}$ = 0–2200 МВт (т), результат экономического сравнения изменяется при  $\beta = N_p^{T}/N_p^{-3} \approx 0,4-0,5$ . При  $\beta < 0,4-0,5$  АТЭЦ экономичнее раздельного производства (электроэнергии на АЭС, теплоты на котельной, при  $\beta > 0,4-0,5$  наоборот.

Можно предположить, что в долгосрочной перспективе в разных регионах Беларуси сложатся разные потребности в электрической и тепловой энергии и, следовательно, там будут строить АТЭЦ или АЭС + котельная, опираясь на эти расчеты.

#### Список использованных источников

1. Бунин, Е.Н. Методика сравнения эффективности совместного и раздельного способов производства тепловой и электрической энергии / Е.Н. Бунин // Весці НАН Беларусі. Сер. Фіз.-тэхн. Навук. – 2002. – № 1. – С. 115–119.

2. Анализ статистических данных по параметрам энергопотребления по регионам Республики Беларусь: отчет о НИР / ОИЭЯИ – Сосны НАН Беларуси; отв. Исп. Попов Б.И. – Минск, 2016. – 115 с. – Инв. № 1694.

3. Рассчитать тепловую схему АЭС: отчет о НИР / ОИЭЯИ – Сосны НАН Беларуси; отв. Исп. Бунин Е.Н. – Минск, 2011. – 48 с. – № 1080.

4. Справочник по гидравлическим расчетам / под ред. П.Г. Киселева. – М.: Энергия, 1972. – 312 с.

5. Рекомендации по проектированию трубопроводов из предварительно изолированных пенополиуретаном труб производства ООО «Сармат» / Управление ПИ труб ООО «Сармат». – Минск, 2004. – 62 с.

6. Корректирующая записка по замечаниям ОИЭЯИ – Сосны к ПООБ. Гл. 6. Паротурбинная установка, 06.06.2013 / ОАО «НИАЭП». – М., 2013.

7. Поставить задачу и разработать исходные данные для нейтронно-физического расчета ядерного реактора: отчет о НИР / ОИЭЯИ – Сосны НАН Беларуси; отв. Исп. Бунин Е.Н. – Минск, 2012. – 32 с. – Инв. № 1275.

8. Попов, Б.И. Цена ядерного топлива, как фактор конкурентоспособности Белорусской АЭС / Б.И. Попов // Энергетическая стратегия. – 2015. – № 5 (47) – С. 50–53.

9. Теплотехнический справочник / под общ. Ред. В.Н. Юренева и П.Д. Лебедева. – М., 1975. – Т. 1. – 744 с.

# А.К. Карабанов, А.В. Кудельский, Б.И. Коробейников

# ГЕОЛОГО-ГИДРОГЕОЛОГИЧЕСКИЕ УСЛОВИЯ РАЙОНА РАЗМЕЩЕНИЯ БЕЛОРУССКОЙ АЭС

## Институт природопользования НАН Беларуси Минск, Беларусь e-mail: nature@ecology.basnet.by

**Введение.** В период 2008–2018 гг. УП «Геосервис» и Институтом природопользования НАН Беларуси проводились (в соответствии с нормативами Республики Беларусь, Российской Федерации и МАГАТЭ) детальные геологогидрогеологические исследования, что позволило на их основе положительно оценить выбор площадки под строительство АЭС, а также обосновать вывод о безопасности ее последующей эксплуатации с геолого-гидрогеологических позиций.

Перед геологами были поставлены следующие задачи:

установить геологические условия местоположения площадки АЭС, характер геологических разрезов в пределах 30- и 5-км зон, глубины залегания, а также прочностные и фильтрационные свойства горных пород;

охарактеризовать гидрогеологические условия, основные водоносные горизонты, их водообильность и фильтрационные параметры, уровенный режим и химический состав подземных вод;

решить проблему опасности подтопления фундаментов АЭС и в связи с этим установить места локализации наиболее мощных зон аэрации (глубин залегания уровней подземных вод относительно земной поверхности);

оценить эксплуатационные запасы подземных вод и установить места сооружения скважинных водозаборов для водоснабжения персонала и технологической инфраструктуры АЭС;

разработать основные принципы и методику мониторинга уровенного режима подземных вод, их химического состава и радиационного состояния.

Все перечисленные задачи были успешно решены [1] в процесе исследований по пяти темам в составе ОВОС и Госпрограммы научного сопровождения строительства Белорусской АЭС. Разработано «Методическое руководство по организации, проведению и интерпретации результатов мониторинга подземных вод в пределах 5-км зоны и на площадке АЭС» [2].

**Рельеф и геологическое строение района.** Белорусская АЭС расположена на севере Гродненской области, на левобережье реки Вилии и водораздельной возвышенности между левыми притоками Вилии: реками Ошмянкой на востоке и Гозовкой на западе.

Площадка, в пределах которой ведется строительство станции, находится в 20 км северо-северо-восточнее г. Островец и примерно в 25 км от государственной границы с Литвой. Наиболее приподнятая часть водораздела находится на высоте 175–185 м, что на 60–65 м выше уровней воды в реке Вилии (116–120 м). Уклон Вилии на 16-километровом участке между устьями Ошмянки и Гозовки составляет 0,2 м/км, средняя скорость течения речных вод 0,3–0,5 м/с при ширине реки 50–100 м и глубине 1,2–2 м.

Территория площади размещения ядерно-энергетического комплекса расположена в западной краевой части Белорусской антеклизы, в пределах Вилейской водно-ледниковой низины, в обрамлении краевых ледниковых возвышенностей – Свентянских краевых гряд на севере и северо-востоке (правобережье Вилии), Ошмянской возвышенности на юге и юго-западе (левобережье Вилии).

В региональном плане территория Беларуси вместе с Островецким регионом в ее составе расположена в пределах тектонически стабильной древней Восточно-Европейской платформы, что само по себе служит надежной гарантией тектоносейсмической устойчивости и безопасности Белорусского ядерно-энергетического комплекса.

По данным бурения опорной скважины Островец-01, в пределах площадки размещения АЭС кристаллический фундамент (AR – PR<sub>1</sub>) вскрыт на глубине 531–575 м и представлен гранитогнейсами. Вышележащие отложения осадочного чехла представлены образованиями верхнего протерозоя, палеозоя и кайнозоя.

Верхний протерозой представлен вендским комплексом пород (PR<sub>2</sub>v) волынской и валдайской серий. Первая из них (PR<sub>2</sub>vl) подразделяется на две свиты: ратайчицкую (PR<sub>2</sub>rt, 499–531 м), представленную конгломератами, и лиозненскую (PR<sub>2</sub>lz, 479–499 м), сложенную песчаниками с прослоями алевритов. Породы валдайской серии (PR<sub>2</sub>vd) составляют две свиты: редкинская (PR<sub>2</sub>rd, 440–479 м), сложенная песчаниками и алевритами, и котлинская (PR<sub>2</sub>kt, 351,2–440 м), представленная алевритами, гравелитами и глинами.

Палеозойский комплекс представлен отложениями нижнего кембрия, ордовика и нижнего силура. Нижнекембрийские отложения балтийской серии (Є<sub>1</sub>b) представлены двумя свитами: ровенской (Є<sub>1</sub>rw, 338,6–351,2 м), сложенной глинами, и лонтовасской (Є<sub>1</sub>ln, 245,8–338,6 м), сложенной глинами с прослоями песчаников и мергелей.

Преимущественно карбонатные отложения (известняки с прослоями глин) ордовика (O<sub>1-3</sub>) вскрыты на глубинах 196,4–245,8 м.

Кайнозойский комплекс пород представлен отложениями неогена (N<sub>1</sub>) и квартера (Q). Разрез неогеновых отложений сложен песками с линзами супесей и суглинков бриневского (N<sub>1</sub>br) горизонта мощностью до 17,0 м, широко развитыми на водораздельном поднятии. Антопольский горизонт нижнего неогена (N<sub>1</sub>an) мощностью до 13–14 м сложен преимущественно суглинками и глинами, обогащенными (до 1,8%) органическим веществом торфяного ряда.

Во вскрытом опорной скважиной Островец-01 геологическом разрезе дочетвертичных отложений отсутствуют неустойчивые с инженерно-геологических позиций горные породы (карстующиеся известняки, плывуны и пр.), что гарантирует общую тектоно-сейсмическую безопасность для Белорусской АЭС.

Четвертичная система (Q, квартер) представлена моренными образованиями березинского, днепровского и сожского оледенений и сопряженными с ними горизонтами водно-ледниковых и межледниковых отложений, а также современным (голоценовым) комплексом осадочных пород.

**Гидрогеология.** В геологическом разрезе территории выделяются три гидрогеологических этажа: четвертичных отложений, дочетвертичных осадочных пород, а также гидродинамически единый этаж верхнепротерозойских осадочных образований и трещиноватой зоны кристаллического фундамента.

В разрезе четвертичных отложений выделяются:

водоносный горизонт современных и верхнечетвертичных аллювиальных и озерноболотных отложений (a,l,bIII-IV);

водоносный горизонт краевых образований сожского оледенения (gtIIsž);

воды спорадического распространения в моренных образованиях сожского оледенения (gIIsž);

водоносный комплекс водно-ледниковых, аллювиальных и озерно-болотных отложений, залегающих между днепровской и сожской моренами (f,lgIId-sž);

воды спорадического распространения в моренных отложениях днепровского оледенения (gIId);

водоносный комплекс водно-ледниковых, аллювиальных и озерно-болотных отложений, залегающих между березинской и днепровской моренами (f,lgIbr-Iid).

На территории 5-км зоны АЭС мощность водовмещающих четвертичных отложений варьируется в пределах 100–150 м. Связанные с ними подземные воды (грунтовые и напорные) играют основную роль в гидрогеологическом обеспечении безопасного функционирования ядерно-энергетического комплекса.

В разрезе дочетвертичных отложений на территории 30-км зоны АЭС установлены: водоносные горизонты неогеновых отложений (N<sub>1</sub>), наровских отложений среднего девона (D<sub>2</sub>nr), силурийских отложений (S), ордовикских (O) и кембрийских отложений ( $\varepsilon$ ), а также водоносные комплексы верхнепротерозойских вендских – валдайских (V<sub>2</sub>vd) и волынских (V<sub>2</sub>vl) отложений, трещиноватой зоны кристаллического фундамента (AR-PR<sub>1</sub>).

Из дочетвертичных водоносных горизонтов на территории 5-км зоны АЭС вскрыты и опробованы только горизонты неогена и среднего девона. Детальным исследованиям были подвергнуты водоносные горизонты четвертичной толщи. По результатам гидрогеологического испытания буровых скважин определялись: водообильность горизонтов, их водопроводимость, коэффициенты пьезопроводности и водоотдачи, химический состав подземных вод, интенсивность и направленность подземной гидродинамики и многие другие параметры водоносных горизонтов [1].

Установлено, что при высоте отдельных возвышенностей до 280–320 м (Минская, Ошмянская, Свенцянская) эти гряды (рис. 1) представляют собой области местного водного питания (за счет атмосферных осадков) и создания гидростатических напоров, оказывающих



Рис. 1. Общая схема формирования гидродинамической обстановки в пределах наложенного Нарочанско-Вилейского гидрогеологического суббассейна за счет передачи гидростатических напоров из областей инфильтрационного питания (Ошмянская и Минская возвышенности, Свенцянская гряда возвышенностей) к региональной зоне разгрузки подземных вод – долине реки Вилия с ее притоками:

*1* – направления движения инфильтрационных подземных вод;

2 – местоположение пункта Белорусской АЭС; 3 – граница 30-км зоны АЭС

существенное влияние на гидродинамику всех водоносных горизонтов и комплексов осадочной толщи региона, снижение напорных потенциалов которых прослеживается по направлению к долине реки Вилии как региональной зоне разгрузки подземных вод (рис. 2). Совпадение уровня грунтовых вод с уровнем речных вод означает их разгрузку в речной долине, а некоторое превышение уровня напорных вод над уровнем реки явно свидетельствует о подземном подпитывании речного стока Вилии в районе АЭС.



Рис. 2. Принципиальная схема соотношения напорных уровней и уровней грунтовых вод по орографическому профилю: ЮЮЗ граница 30-км зоны в отрогах Ошмянской гряды (Дебеси, Гологуры) – Кермеляны – Дегенево – Мацканы – верховья реки Лоша (Ольгиняны) – Гребалы – пункт Белорусской АЭС (Валейкуны – Шульники – Кудра – Вада) – Мужилы (урез реки Вилия). Волнистостью напорного уровня показано участие напорных вод в заболачивании средней части гидрологического бассейна реки Лоши

Подземные воды в основании АЭС связаны с шестью водоносными горизонтами, гидродинамикой которых обусловлено существование двух уровней подземной гидросферы: грунтовых и напорных (артезианских) вод. Стоковый потенциал тех и других реализуется в процессах подпитывания речного стока рек Вилии и Гозовка в районе атомной электростанции. Гидрогеологическая ситуация осложняется в пределах самого водораздельного поднятия, которое представляет собой локальную область водного атмосферного питания грунтовых вод и одновременно зону разгрузки этого горизонта. Питание горизонта атмосферными осадками осуществляется в пределах всего водораздельного поднятия, разгрузка вынесена на его склоны, в направлении речных долин Вилии, Лоши, Ошмянки и Гозовки (рис. 3). При этом следует иметь в виду, что местная разгрузка горизонта представлена не только водами инфильтрационного происхождения, но и (частично) – напорными водами глубже залегающих водоносных горизонтов, в частности, самого водообильного днепровско-сожского.

Одним из важнейших требований нормативных документов по проблеме безопасного функционирования атомных электростанций является требование к минимальной мощности (не менее 3 м) зоны аэрации под их фундаментами как эффективной мере по предотвращению подтопления АЭС за счет протечек из трубной инфраструктуры станции.



Рис. 3. Схема стока грунтовых и частично напорных вод района размещения Белорусской АЭС: 1 – высокоподнятая часть водораздельного поднятия; 2 – пункт и площадка Белорусской АЭС; 3 – понижение в рельефе между поднятием и отрогами Ошмянской гряды. Зона выклинивания грунтовых и частично напорных вод, дренируемая средней частью долины реки Лоши

Так, при величине проектного водопотребления для нужд Белорусского ядерноэнергетического комплекса около 1200 м<sup>3</sup>/сут нормативные утечки воды из технологических сетей могут составить 240 м<sup>3</sup>/сут (2 % от общего водопотребления). Отсюда понятно, что свойственная вершине водораздельного поднятия, на котором построена АЭС, мощность зоны аэрации 21–23 м (рис. 4) более чем достаточна для безопасного функционирования.



Рис. 4. Гидрогеологическая карта-схема глубин залегания (гидроизогипс) уровней грунтовых вод (и мощности зоны аэрации) безнапорного водоносного горизонта четвертичных отложений 5-км зоны Белорусской АЭС: 1 – «куст» гидрогеологических скважин, из которых производились опытные откачки. Скважина (центральная) и ее номер. Справа: в числителе – глубина уровня грунтовых вод, м; в знаменателе – абс. Отметка (высота) установившегося уровня, м. Слева: в числителе – глубина залегания подошвы горизонта, м; в знаменателе – мощность водонасыщенной части водоносного горизонта, м; 3 – границы пункта (большая территория) и площадки размещения Белорусской АЭС; 4 – урезы уровней воды в реках, м (абс.)

Заключение. Таким образом, в результате обобщения и научного анализа материалов крупномасштабных гидрогеологических съемок и специальных

геологоразведочных работ, выполненных УП «Геосервис» с участием и под руководством ученых Института природопользования НАН Беларуси (научное сопровождение), впервые:

детально охарактеризованы региональная гидрогеология и подземные воды Островецкого региона и на этой основе положительно оценен (подтвержден) с гидрогеологических позиций ранее осуществленный выбор площадки под строительство АЭС;

показано, что гидрогеологическая обстановка в пределах 30- и 5-км зон АЭС формируется счет передачи гидростатических лавлений ИЗ областей за инфильтрационного питания водоносных горизонтов (Ошмянская Минская И возвышенности, Свенцянская гряда) к региональной зоне разгрузки подземных вод – реке Вилии с ее притоками;

охарактеризованы основные водоносные горизонты и комплексы, составляющие подземную гидросферу района размещения АЭС; установлены их гидродинамические и гидрогеохимические параметры как базовые для параметризации постоянно действующей гидрогеологической модели территории ядерно-энергетического комплекса Беларуси.

Установленная специфика геолого-гидрогеологических условий северо-запада Беларуси чрезвычайно важна как с позиций безопасного функционирования Белорусской АЭС, так и с учетом прогнозирования возможных трансграничных процессов в подземной гидросфере приграничья Беларуси и Литвы.

#### Список использованных источников

1. Подземные воды Островецкого региона Беларуси / А.В. Кудельский, А.К. Карабанов, П.С. Лисовский [и др.]. – Минск: Беларус. Навука, 2012. – 101 с.

2. Разработать методическое руководство по организации, проведению и интерпретации результатов мониторинга подземных вод в пределах 5-км зоны и на площадке АЭС (задание 5.3 «Обосновать организацию системы мониторинга подземных вод в пределах 5-км зоны и на площадке АЭС» Госпрограммы «Научное сопровождение развития атомной энергетики в Республике Беларусь на 2009–2010 годы и на период до 2020 года»): отчет о НИР (заключ.) / Институт природопользования НАН Беларуси; рук. Кудельский А.В. – Минск, 2015. – 114 с.– № ГР 20130815.

УДК 621.311.25:621.039

## В.В. ВОРОБЬЕВ, В.А. НЕМЦЕВ, В.В. СОРОКИН

# РАСЧЕТ ХАРАКТЕРИСТИК ПАССИВНОГО РЕКОМБИНАТОРА ВОДОРОДА ЛОКАЛИЗУЮЩЕЙ СИСТЕМЫ БЕЗОПАСНОСТИ АЭС С ВВЭР-1200

Объединенный институт энергетических и ядерных исследований –Сосны НАН Беларуси Минск, Беларусь

e-mail: <u>orokin.npp@gmail</u>.com

**Введение.** Безопасность блока АЭС с ВВЭР-1200 существенно зависит от локализующей системы безопасности с основным элементом – герметичным ограждением [1]. Система образует четвертый физический барьер на пути распространения ионизирующего излучения и радиоактивных веществ в окружающую среду в рамках реализации концепции глубокоэшелонированной защиты. Для защиты барьера должны предотвращаться детонация водородсодержащих смесей в пространстве, ограниченном герметичным ограждением, а также ослабляться тепловое воздействие от горения водородсодержащих смесей.

Размещение пассивных рекомбинаторов водорода внутри герметичного ограждения совместно с мероприятиями по управлению аварией позволяют снижать концентрацию водорода ниже порогов детонации и горения. В докладе расчетным путем определены характеристики рекомбинатора водорода в условиях аварии.

Устройство рекомбинатора водорода и особенности катализатора. Типичный рекомбинатор [2], например FR90/1-1500, состоит из металлического корпуса и кассеты (рис. 1.). В кассете установлен ряд параллельных автокаталитических пластин, которые выполнены из нержавеющей стали. На поверхность пластин нанесено каталитическое покрытие. Кассета размещается в нижней части корпуса. Для удобства обслуживания ее можно извлечь из корпуса. Периодически активность катализатора можно проверять и восстанавливать путем отжига.

Работа рекомбинатора начинается при контакте водорода, содержащегося в атмосфере при аварии, с каталитическим покрытием на поверхности пластин в кассете. Происходит химическая реакция соединения водорода и кислорода, сопровождающаяся выделением тепла. Пластины разогреваются, начинается теплообмен между поверхностью пластин и окружающей атмосферой. Вследствие разогрева атмосферы плотность газовой смеси между пластинами в кассете уменьшается. Возникает термогравитационный конвективный поток, обеспечивающий непрерывное поступление газовой смеси к пластинам с катализатором и отвод смеси и образовавшегося пара от пластин. Выход среды осуществляется через перфорацию, выполненную в верхней части корпуса. За счет высоты корпуса рекомбинатора, значительно превышающей длину пластин, развивается дополнительная тяга и интенсифицируются подвод и преобразование состава газовой смеси в устройстве.

Толщина каталитического покрытия субстратом платины Pt/Pd имеет субмикронный порядок. Плотность покрытия платиной составляет 5 г на 1 м<sup>2</sup> пластины [3]. Количество гетерогенного катализатора пропорционально площади поверхности, на которой он размещен. Поэтому обычно каталитическое покрытие наносят на высокопористую основу – материал, имеющий показатель доступной площади пор на уровне порядка 200 м<sup>2</sup> поверхности на 1 г основы. Материал основы должен быть прочным, работоспособным при высоких температурах, технологичным и недорогим, желательно влагостойким. Хорошие свойства обеспечивает гамма-форма оксида алюминия.



Рис. 1. Устройство рекомбинатора водорода [2]: *1* – корпус; *2* – кассета; *3* – входное отверстие; *4* – выходное отверстие; *5* – пластины; *A* – вид сбоку, кассета выдвинута для обслуживания пластин; *B* – вид снизу, кассета в рабочем положении

Технология изготовления включает термообработку алюмосодержащего сырья до формирования оксида, пропитку его соединениями платины, обжиг до выпадения частиц металла на поверхности пор. Такой катализатор использовать неудобно, поскольку оксид алюминия адсорбирует воду (даже из практически сухого воздуха). Вода занимает часть поверхности, доступ реагентов к катализатору затрудняется. Типичное соотношение масс:

10 г воды на 100 г оксида [4]. В рабочем процессе катализатор нагрет и продувается реагентами, влияние воды может быть незаметно. При пуске из холодного состояния влажного катализатора потребуется дополнительное время, пока вода испарится и производительность достигнет номинального уровня.

Для адаптации к работе во влажных условиях применяется гидрофобизация катализатора. Например, осуществляется продувка катализатора фторсодержащим углеводородом-мономером с формированием полимерного покрытия на поверхности. В результате влагоемкость снижается до 5 г воды на 100 г оксида [5]. Поверхность демонстрирует неизменность активности катализатора после воздействия заливом водой. Характерный состав покрытия: соотношение по массе платина/оксид – 1/50, адсорбированная влага/оксид –до 1/20, объем свободных пор составляет 0,3 см<sup>3</sup>на 1г оксида. В пересчете на 1 м<sup>2</sup> поверхности каталитической пластины: платины 5 г, оксида 250 г, влаги до 12 г, объем пор 75 см<sup>3</sup>.

**Модель рекомбинатора водорода.** В рекомбинаторе можно выделить элементарную ячейку в составе щелевого канала и стенок с каталитическим покрытием. Расстояние между пластинами  $\delta = 10$  мм, длина пластин L = 140 мм, эквивалентный диаметр щели  $D = 2\delta$ .

Число Рэлея Ra =  $gL^3\beta < \Delta T > /va$ ; где a – температуропроводность,  $M^2/c$ ; v – кинематическая вязкость,  $M^2/c$ ;  $\beta$  – коэффициент объемного расширения среды,  $K^{-1}$ ; ускорение свободного падения  $g = 9,8 \text{ м/c}^2$ . Температуры, K: стенки пластины местная –  $T_w$ , средняя –  $<T_w>$ ; среды на входе –  $T_0$ , на выходе –  $T_L$ .  $<\Delta T>= <T_w> - T_0$ .

 $Ra/X > 1.5 \cdot 10^4$ , X = L/D, коэффициент теплоотлачи составит При α  $0.17(Ra/X)^{0.18}\alpha(Ra=0)[6],$  здесь  $\alpha$ (Ra=0)  $= \lambda Nu(Ra=0)/D, Nu(Ra=0) =$ 8.24; λ \_ теплопроводность среды, Вт/м·К. Параметры атмосферы выбираются при температуре  $T_{\rm cp} = (\langle T_{\rm w} \rangle + T_0)/2, \beta = 1/T_{\rm cp}.$ 

Коэффициент диффузии водорода в воздухе  $D = D_i (T/T_i)^2 (p_i/p)$ , где  $D_i = 7,4 \cdot 10^{-5} \text{ m}^2/\text{c}$ при  $T_i = 300 \text{ K}$ ;  $p_i = 0,1 \text{ Мпа}$ ;  $p - давление среды. В силу подобия процессов тепло- и массоотдачи в ячейке можно принять Nu = Sh(<math>K_s = \infty$ ), здесь Sh – число Шервуда, Sh =  $\alpha_M D/D$ ,  $\alpha_M$  – коэффициент массоотдачи пластины, м/с.

Для реакции первого порядка Sh =  $1/[1/k_s + 1/Sh(K_s = \infty)]$  [7], где  $k_s$  – безразмерная скорость реакции,  $k_s = K_s D/D$ . Поток массы водорода на пластину  $q_M$  задает тепловой поток от пластины к газу в щели  $hq_M = q_T, q_M = (DSh/D)C_{H2}, q_T = \alpha(T_w - T)$ , где  $C_{H2}$  – концентрация водорода массовая, кг/м<sup>3</sup>;h – теплота горения водорода, Дж/кг; T – местная средняя по сечению температура газа в щели. Принято h = 121 МДж/кг.

Концентрация водорода массовая связана с объемной концентрацией водорода є, об. % формулой  $C_{\text{H2}} = 2\epsilon\rho/29(1-\epsilon); \rho$  – плотность воздуха, кг/м<sup>3</sup>;  $\Delta T = T_w - T_0;$  коэффициент массоотдачи пластины  $\alpha_{\text{M}} = D(1/\text{Nu}+1/k_s)/D; T_w = T_0 + hC_{\text{H2}}(\alpha_{\text{M}}/\alpha).$ 

Выражение для скорости реакции  $K_s = 5,56 \cdot 10^{-3} (T_w)^{1/2}$ ,  $r_{H2} = K_s C_{H2}$ ,  $r_{H2}$  – скорость реакции на поверхности, кг/м<sup>2</sup>·с. Форма  $K_s \sim (T_w)^{1/2}$  предлагалась в [8, 9], коэффициенты подобраны по данным экспериментов [10].

Скорость движения газа на выходе из устройства  $W_{\text{выход}}$  устанавливается выражением ( $\rho_{\text{вход}}-\rho_{\text{выход}}$ )  $gH=\zeta\rho_{\text{выход}}$  ( $W_{\text{выход}}$ )<sup>2</sup>/2, H – высота тягового участка, м;  $\zeta$  – коэффициент гидравлического сопротивления;  $\rho_{\text{вход}}V = \rho_{\text{выход}}W_{\text{выход}}$ . Производительность  $G = VS\rho_{\text{H2}}(\varepsilon_0-\varepsilon_L)/\varepsilon_0$ , где S – площадь входа в рекомбинатор, м<sup>2</sup>;  $\rho_{\text{H2}}$  – парциальная плотность водорода на входе, кг/м<sup>3</sup>; V – скорость среды, м/с. С использованием данных [2] об эталонной производительности рекомбинатора FR90/1-1500, расчетом установлено  $\zeta =$ 3, по чертежам S = 0,45 м<sup>2</sup>, H = 0,6 м.

Расчет характеристик рекомбинатора водорода. Температура и давление, при которых определена эталонная производительность рекомбинатора, не характерны для аварий с течами и плавлением активной зоны. Более вероятные условия функционирования и характеристики рекомбинатора рассчитаны и приведены в табл. Производительность устройства не меньше заявленной в [2]. Температуры катализатора, в том числе средние по поверхности, выше 500 °C, в выхлопной струе значительно содержание водорода, температура выхлопной струи  $T_L$  более 150 °C.

На рис. 2, 3 приведены зависимости производительности рекомбинатора от объемной доли водорода в атмосфере герметичной оболочки для характерных наборов параметров атмосферы при тяжелой аварии. Видно, что производительность рекомбинатора линейно зависит от объемной концентрации водорода. Влияние температуры атмосферы слабое (рис. 3).

Обработка массива расчетных данных методом наименьших квадратов позволяет установить полезные корреляции между средней температурой катализатора и температурой на выходе из рекомбинатора  $\langle T_w \rangle(T_L)$ , максимальной и средней температурами катализатора  $T_w^{\text{макс}}(\langle T_w \rangle)$ , приведенной производительностью и абсолютным давлением  $G(p)/\varepsilon_0$ 

 $< T_{\rm w} > = 2,69T_{\rm L} + 51$ , коэффициент корреляции 0,94;  $T_{\rm w}^{\rm макс} = 1,24 < T_{\rm w} > + 133$ , коэффициент корреляции 0,996;  $G(p)/\varepsilon_0 = 3,03 \ p + 0,907$ , коэффициент корреляции 0,89, где p – давление в Мпа.

#### Таблица. Расчеты рабочих режимов рекомбинатора

$p_0 = 0,3$ Мпа, $T_0 = 125$ °С	ε <sub>0</sub> = 2 об. %	ε₀=4 об. %
<i>V</i> , м/с	0,83	0,95
$\epsilon_{\rm L}/\epsilon_0$	0,28	0,31
< <i>T</i> <sub>w</sub> >, °C	662	890
$T_{\rm w}^{\rm max}$ , °C	971	1224
T <sub>L</sub> , °C	241	350
<i>G</i> , кг/ч	3,51	7,68
Nu/k <sub>s</sub>	0,53–0,68	0,61–0,79



Рис. 2. Зависимость производительности рекомбинатора от объемной доли водорода в атмосфере герметичной оболочки:

*1* – давление 0,4 МПа, температура 140 °С;

2 – давление 0,3 МПа, температура 125 °С

Влияние размещения рекомбинаторов водорода внутри герметичного ограждения с на их суммарную производительность. Известна проблема оптимальной расстановки рекомбинаторов при проектировании ВВЭР, для которой еще не предложено решение [11]. Как следует расположить устройства в герметичном объеме, чтобы достичь максимальной производительности? В составе атмосферы контайнмента локализующей системы водород может быть распределен неравномерно [11–14]. Рекомбинатор должен быть установлен в месте, где находится достаточное количество водорода [11, 15]. Расчет показывает хаотичное распределение водорода по контайнменту, причем случаи распределения водорода при течи, расположенной вверху, существенно отличаются от

течей боковой локализации [15]. Ожидается хорошая работа рекомбинатора в одних боксах и ухудшенная в других.



Рис. 3. Зависимость производительности рекомбинатора от объемной доли водорода в атмосфере герметичной оболочки: *1* – давление 0,4 МПа, температура 140 °C; *2* – давление 0,4 МПа, температура 120 °C

Рекомбинаторы размещаются до аварии, причем эффективность работы каждого из них зависит не только от конкретного типа аварии, но и от варианта ее конкретной реализации. Например, при малой течи и обесточивании важно, где именно произошла течь. Равномерности распределения водорода способствует действие спринклерной системы [13, 14, 16–19]. В боксе, где находится течь, рекомбинатор может быть существенно производительнее, чем под куполом или в соседнем боксе, где течи нет.

Если каким-то образом установить области с достоверно высокой концентрацией водорода при аварии, то, сгущая в них расстановку рекомбинаторов, можно добиться повышения производительности системы подавления водорода без увеличения количества элементов. Из бокса с течью при компоновке, специфичной для проекта BBЭP-1200,водород будет перетекать в подкупольное пространство и с меньшей вероятностью в соседние боксы. В этой ситуации рекомбинаторы соседних боксов останутся незадействованными; максимально нагруженными окажутся устройства, размещенные в помещении с течью и в подкупольном пространстве. Для достаточно густого равномерного размещения устройств, в силу линейности зависимости  $G(\varepsilon)$ , суммарная производительность рекомбинаторов будет одинакова независимо от пространственного распределения водорода.

Заключение. В результате расчетов получены характеристики рекомбинатора водорода, необходимые для оценки его работы при аварии. Производительность устройства в условиях аварии не меньше заявленной изготовителем. Температуры катализатора, в том числе средние по поверхности, выше 500 °C. В выхлопной струе содержится значительный объем водорода, температура выхлопной струи превышает 150 °C. Производительность рекомбинатора водорода линейно увеличивается с ростом объемного содержания водорода в газовой смеси, поступающей в устройство. Установлено постоянство суммарной производительности рекомбинаторов водорода в

составе локализующей системы безопасности в условиях как равномерной, так и неравномерной концентрации водорода под герметичным ограждением.

#### Список использованных источников

1. Проект АЭС-2006. Основные концептуальные решения на примере Ленинградской АЭС-2 / ОАО «СПбАЭП». – СПб.: Ин-т «Атомэнергопроект», 2011. – 40 с.

2. Passive Autocatalytic Recombiner. – Mode of access: www.us.areva.com. – Date of access: 11.08.2016.

3. AREVA Passive Autocatalytic Recombiner / Brochure: AREVA GmbH – Paul-Gossen-Straße 100 – 91052 Erlangen. – Germany. – 2013. – G-008-V3-13-ENGPB.

4. Адсорбент гамма-оксид алюминия модифицированный [Электронный ресурс]. – Режим доступа: http://eksytech.ru/adsorbent-gamma-oksid-alyuminiya.html. – Дата доступа 18.08.2017.

5. Катализатор для дожигания водорода и способ его получения: а. с. 1780828 СССР, МПК5 В 01 Ј 23/42, 34/37 / В.Н. Новгородов, М.В. Шмыгова, Н.Б. Коваленко, В.А. Жеребцов; НПО «Гос. Ин-т приклад. Химии».– № 4946234/04; заявл. 22.04.1991. опубл. 15.12.1992 // БИ. – 1992. – № 46. – С. 34.

6. Кутателадзе, С. С. Теплопередача и гидродинамическое сопротивление: справоч. Пособие / С. С. Кутателадзе. – М.: Энергоатомиздат, 1990. – 367 с.

7. Химическая гидродинамика: справоч. Пособие / А. М. Кутепов и [др.]. – М.: Бюро Квантум, 1996. – 336 с.

8. Prabhudharwadkar, D. M. Simulations of hydrogen mitigation in catalytic recombiner: Part-I: Surface chemistry modeling/ D. M. Prabhudharwadkar, P.A. Aghalayam, K.N. Iyer // Nucl. Eng. Des. – 2011. – Vol. 241. – P. 1746–1757.

9. Rożeń, A. A mechanistic model of a passive autocatalytic hydrogen recombiner / A. Rożeń // Chemical and Process Engineering. – 2015. – Vol. 36 (1). – P. 3–19.

10. Modelling of Catalytic Recombiners: Comparison of REKO-DIREKT Calculations with REKO-3 Experiments: Paper 92 / E.A. Reinecke [et[al.] // Int. Conf. Nuclear Energy for New Europe. – Bled, Slovenia, September 5–8, 2005. — 10 p.

11. Кириллов, И.А. Обеспечение водородной безопасности на атомных электростанциях с водоохлаждаемыми реакторными установками. Современное состояние проблемы/ И.А. Кириллов [и др.]// Ядерная и радиационная безопасность. – 2017. – № 2 (84). – С. 1–12.

12. Conclusions on severe accident research priorities / W.Klein-Heßling [et al.] // Annals of Nuclear Energy. – 2014 (Dec.). – Vol. 74. – P. 4–11.

13. Серия норм МАГАТЭ по безопасности. Проектирование систем защитной оболочки реактора для атомных станций: руководства № NS – G –1.10. – Вена: МАГАТЭ, 2008.

14. Chapter 9. Containment System. Vol. 2. Generic Nuclear Island Requirements. European Utility Requirements for LWR Nuclear Power Plants: Revision C, April 2001.

15. Park, K. Hydrogen concentration variation and examination of PAR installation in reactor containment building during hydrogen release from different direction failure places/ K. Park, Kyung-Hyo Bae// Nuclear Engineering and Design. – 2014. – Vol. 278, N11. – P. 229–238.

16. Achievements of spray activities in nuclear reactor containments during the last decade / J. Malet [et al.]// Annals of Nuclear Energy. – 2014 (Dec.). – Vol. 74.– P. 134–142.

17. Malet, J. Influence of spray characteristics on local light gas mixing in nuclear containment reactor applications/ J. Malet, X. Huang // Computers & Fluids. – 2015. – Vol. 107. – P. 11–24.

18. Effect of spray on performance of the hydrogen mitigation system during LB-LOCA for CPR1000 NPP / X. G. Huang [etal.] // Annals of Nuclear Energy. – 2011. – Vol. 38, N8. – P. 1743–1750.

19. Расчетно-экспериментальное исследование перемешивания легкого газа в рамках проектов ERCOSAM – SAMARA / А. М. Бахметьев [и др.] // Атомная энергия. – 2017. – Т. 123, вып. 1. – С. 3–9.

# В.Т. КАЗАЗЯН, А.П. МАЛЫХИН, В.Г. МОЛОДЫХ, Н.М. ШИРЯЕВА

# РЕКОМЕНДАЦИИ ПО ВЫБОРУ ПЛОЩАДКИ ДЛЯ РАЗМЕЩЕНИЯ ПУНКТА ЗАХОРОНЕНИЯ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ БЕЛОРУССКОЙ АЭС

Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны НАН Беларуси Минск, Беларусь e-mail:vgm2203@mail.ru

В связи со строительством в Республике Беларусь атомной электростанции, размещенной на Островецкой площадке в Гродненской области, актуальным является вопрос о захоронении (хранении) радиоактивных отходов (РАО), образующихся при эксплуатации и выводе из эксплуатации АЭС.

Целью выбора площадки является создание на ней пункта захоронения радиоактивных отходов (ПЗРО) для обеспечения безопасного приповерхностного захоронения (хранения) очень низкоактивных, низкоактивных и среднеактивных РАО Белорусской АЭС в процессе эксплуатации в течение 60 лет, а также для обеспечения захоронения РАО, образующихся при выводе атомной электростанции из эксплуатации.

На начальном этапе выполнения работы были проанализированы нормативные национальные И международные документы, касаюшиеся различных аспектов выбора площадки для размещения ПЗРО и определены нормативные требования к ее выбору. Установлено, национальная что нормативная база Республики Беларусь, касающаяся аспектов выбора площадки для размещения ПЗРО, находится в стадии формирования. В силу этих причин при осуществлении работы по выбору площадки для размещения ПЗРО использованы нормативные документы Российской Федерации и международные нормативные документы в случаях отсутствия национальных нормативных документов [1-8].

Методологически процедура выбора площадки для размещения ПЗРО является многоэтапной. Для каждого из этапов решаются задачи, определенные нормативными документами, с различной детализацией. Детализация выбора усиливается от этапа к этапу.

На первом этапе процедуры выполняется решение задач, определенных нормами и правилами размещения ПЗРО для сравнительно большого района. Поскольку территория Республики Беларусь является компактной, с высокой плотностью населения и развитой инфраструктурой, а также с учетом логистической и экономической составляющих, на первом этапе решено рассматривать территорию 30-км зоны Белорусской АЭС. Это соответствует рекомендациям нормативного документа [6], согласно которым участок для выбора площадки для размещения ПЗРО целесообразно размещать в пунктах расположения действующих, строящихся или проектируемых АЭС.

При рассмотрении территории 30-км зоны Белорусской АЭС на первом этапе анализировались запрещающие и неблагоприятные факторы.

## Запрещено размещение ПЗРО:

на территориях, в пределах которых размещение ядерных и радиационноопасных объектов запрещено природоохранным законодательством и требованиями гражданской обороны;

на площадках, расположенных непосредственно на активных разломах или в активных геодинамических зонах;

на площадках, сейсмичность которых характеризуется интенсивностью максимального расчетного землетрясения, превышающей 8 баллов по шкале MCK-64;

в районах развития карстовых (термокарстовых) процессов;

на территории, подверженной воздействию катастрофических паводков или наводнений;

на территории, которая может быть затоплена волной прорыва напорного фронта водохранилищ при разрушении плотин, расположенных вверх по течению реки от ПЗРО;

в районах развития активных оползневых и других опасных склоновых процессов;

на склонах с уклоном 15° и более;

в пойменных террасах рек и на берегах водоемов со скоростью перемещения бровки абразионного уступа более 1 м/год;

в районах распространения структурно и динамически неустойчивых грунтов, а также грунтов с модулем деформации менее 20 Мпа.

#### Неблагоприятными для размещения ПЗРО являются:

районы эксплуатируемых артезианских бассейнов и зоны интенсивного обмена подземных и поверхностных вод;

смерчеопасные районы и районы, подверженные влиянию сильных ветров (ураганов);

районы, где разведаны крупные месторождения полезных ископаемых или ведется их разработка;

районы, в которых для ветров преобладающего направления ПЗРО располагаются с наветренной стороны по отношению к предприятиям и жилищному строительству;

площадки, сейсмичность которых характеризуется интенсивностью МРЗ, равной 6–8 баллам по шкале МСК-64;

площадки, в пределах которых выявлены дифференцированные тектонические движения в четвертичный период, но которые не расположены на активных разломах;

зоны тектонической трещиноватости;

площадки с наличием грунтовых вод на глубине менее 3 м от планировочной поверхности при мощности грунта 10 м и более с коэффициентом фильтрации 10 м/сут и более;

районы проявления грозовых очагов – областей, в пределах которых вероятность проявления интенсивной грозовой деятельности значительно выше, чем на окружающей территории;

районы с заброшенными горными и другими выработками;

районы, в пределах которых расположены объекты (в том числе военного назначения), при пожаре и взрыве на которых возможны выбросы токсичных веществ и другие воздействия, включая воздушную ударную волну и летящие предметы, а также вторичные проявления опасных факторов пожара;

районы, в которых велика вероятность возникновения по внешним причинам пожаров, опасных для ПЗРО;

районы, характеризующиеся ожидаемой расчетной средней плотностью населения в период эксплуатации и вывода из эксплуатации ПЗРО, превышающей 100 чел./км<sup>2</sup> в зоне планирования срочных защитных мер;

районы, где расположены учреждения, эвакуация (отселение) контингента которых затруднена или невозможна (пенитенциарные учреждения, специализированные больницы и т.п.);

районы и области с нестабильным геополитическим, социальноэкономическим и криминогенным положением;

другие специфические критерии, которые могут быть установлены во время исследования площадки.

Целью первого этапа процедуры является рекомендация выбора в рассматриваемом районе перспективных территорий, в наибольшей степени удовлетворяющих требованиям норм и правил по выбору площадки для размещения ПЗРО.

На втором этапе выполнения процедуры выбора площадки размещения ПЗРО решаются задачи, определенные нормами и правилами его размещения на выбранных на первом этапе перспективных территориях.

Целью второго этапа является рекомендация выбора пунктов для конкурирующих площадок для размещения ПЗРО.

На третьем этапе выполнения процедуры на основе всех учитываемых в соответствии с требованиями вышеприведенных нормативных документов факторов на территориях, выбранных на втором этапе пунктов, осуществляется выбор конкурирующих площадок. Принцип конкурентности позволяет при выборе оптимальной площадки наиболее полно учесть такие свойства, как оптимальность и пригодность площадки для размещения ПЗРО.

В результате выполненных процедур были определены 4 площадки (рис. 1), соответствующие критериальным требованиям нормативных документов.

Все четыре конкурирующие площадки для размещения пункта захоронения радиоактивных отходов Белорусской АЭС полностью размещаются в пятикилометровой зоне АЭС.

Выбор рекомендуемой оптимальной площадки для размещения ПЗРО из нескольких конкурирующих площадок на основе сравнительного пофакторного анализа выполнения требований норм и правил является целью четвертого этапа выполнения процедуры выбора данной оптимальной площадки.

При выборе оптимальной площадки выполнялось сравнение площадок на основе принципа конкурентности по демографическим, природноклиматическим, техногенным, гидрогеологическим и инженерно-геологическим условиям, а также на основе оценки опасности радиоактивного загрязнения подземных вод, влияния радиоактивного загрязнения подземных вод на население и окружающую среду.

При выборе оптимальной площадки для размещения ПЗРО Белорусской АЭС на последнем этапе учитывалась привязка условий площадки к выработанным проектным условиям ПЗРО, что оказало существенное влияние на возможность его размещения.

К специфическим критериям относятся параметры удаления от государственной границы, удаленность ПЗРО от площадки АЭС, безопасность доставки РАО и другие.

Следует отметить, что в случае изменения проектных решений возможности размещения ПЗРО вблизи Белорусской АЭС существенно расширяются.

В результате выполненных исследований в качестве оптимальной была рекомендована площадка № 2, территория которой полностью отвечает требованиям нормативных документов, а также подходит для размещения ПЗРО Белорусской АЭС.

На рис. 2 приведена схема расположения приоритетной площадки № 2.



Рис. 1 Конкурирующие площадки размещения ПЗРО с учетом ситуационного плана прилегающей к АЭС территории



Рис. 2. Схема расположения площадки № 2 для размещения ПЗРО

Конкурирующая площадка № 2 площадью 1,12 км<sup>2</sup> располагается в северном направлении в 1200 м от северной окраины площадки Белорусской АЭС между Авенским, Мацкельским и Ясенским разломами. Площадка обладает наилучшими характеристиками по всем условиям и полностью подходит для размещения ПЗРО Белорусской АЭС с учетом разработанных проектных решений.

Для решения вопроса о размещении ПЗРО для утилизации РАО, образующихся на Белорусской АЭС, подробно проанализированы геологические, сейсмотектонические, гидрологические, техногенные, демографические и экологические условия. Анализ условий позволил оконтурить площадку № 2, как наиболее удовлетворяющую требованиям нормативных документов.

#### Список использованных источников

1. Правила размещения пунктов хранения ядерных материалов и радиоактивных веществ: ТКП 503-2013 (02300). – Утв. И введ. В действие постановлением Министерства по чрезвычайным ситуациям Респ. Беларусь от 20.11.2013 № 57. – 12 с.

2. Нормы и правила по обеспечению ядерной и радиационной безопасности «Захоронение радиоактивных отходов. Принципы, критерии и основные требования безопасности». – Утв. Постановлением Министерства по чрезвычайным ситуациям Респ. Беларусь от 20.01.2012 №7. – 27 с.

3. Приповерхностное захоронение радиоактивных отходов. Требования безопасности (НП-069-14). Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии: –

М: Федеральная служба по экологическому и атомному надзору, 2014. – 12 с.

4. Захоронение радиоактивных отходов. Принципы, критерии и основные требования безопасности: НП-055-14. – М: Федеральная служба по экологическому и атомному надзору, 2014. – 22 с.

5. Размещение пунктов хранения ядерных материалов и радиоактивных веществ. Основные критерии и требования по обеспечению безопасности: НП-060-05. – М: Федеральная служба по экологическому и атомному надзору, 2006. – 8 с.

6. Правила проектирования и эксплуатации региональных могильников радиоактивных отходов: ПРМРАО-87. – М.: Министерство атомной энергетики России, 2000. – 40 с.

7. Near surface disposal facilities for radioactive waste // Safety standards series № SSG- 29. – Vienna: IAEA, 2014. – 12 p.

8. Siting of Near Surface Disposal Facilities // Safety Series № 111-G-3.1. – Vienna: IAEA, 1994. – 40 p.

## **В.В. ПИЛЬКО<sup>1</sup>, В.Н. КУЛЕШОВ<sup>2</sup>**

# ПРОГРАММНО-АППАРАТНЫЙ КОМПЛЕКС ДЛЯ ИССЛЕДОВАНИЯ ПРОЦЕССОВ ОБЛУЧЕНИЯ ТВЕРДОТЕЛЬНЫХ МИШЕНЕЙ ЛЕГКИМИ ИОНАМИ И ИСПЫТАНИЯ РАДИАЦИОННОЙ СТОЙКОСТИ РЕАКТОРНЫХ МАТЕРИАЛОВ НА БАЗЕ УСКОРИТЕЛЯ AN-2500

<sup>1</sup>Институт прикладных физических проблем имени А.Н. Севченко БГУ <sup>2</sup>Белорусский государственный университет Минск, Беларусь e-mail: pilkow@mail.ru

Введение. В приложениями физики настояшее время прикладными конденсированного состояния создан и продолжает активно разрабатываться широкий спектр дорогостоящих высокотехнологичных многофункциональных материалов для атомной энергетики, микроэлектроники, оптоэлектроники, аэрокосмической промышленности, точного машиностроения и медицины. Как правило, физические свойства и, в конечном итоге, эксплуатационные характеристики этих материалов определяются их структурой и элементным составом, а, в ряде случаев, – и пространственным распределением компонент. Таким образом, облучение ионами в сочетании с контролем состава и распределения элементов по глубине становится экономически целесообразным и весьма эффективным как на этапах разработки новых композиций с уникальными физическими свойствами, так и на стадиях оптимизации технологических процессов получения и модификации материалов.

Развитие приоритетного направления научных исследований «Энергетика» на период 2016–2020 гг. предполагает существенное увеличение объемов работ в области взаимодействия высокоэнергетических частиц с материалами, радиационного и ядерного материаловедения. Немаловажным фактором является также подготовка специалистов по профилю этих дисциплин. В аспекте ресурсосбережения не потеряла актуальности и задача повышения эффективности использования дорогостоящего уникального оборудования.

Учитывая перечисленные выше факторы, модернизация и расширение сферы применения исследовательского комплекса на базе ускорителя легких ионов AN 2500 являются своевременными и актуальными.

Основные результаты. В комплект поставки ускорителя легких ионов AN 2500 лаборатории элионики НИИПФП имени А.Н.Севченко БГУ входит один ионный тракт, реализующий методику резерфордовского обратного рассеяния (РОР) легких ионов с энергией до 2 МэВ. Приемная камера тракта оснащена трехосевым гониометром для ориентирования образцов и энергоанализаторомобратнорассеянных ионов. Основные параметры тракта:

расстояние транспортировки ионов -3400 мм;

виды ионов – водород, гелий, азот;

энергия – до 2 МэВ;

ток ионного пучка – до 3 мкА.

С целью расширения областей исследований и повышения эффективности использования ускорителя как для проведения разноплановых НИР, так и в процессе подготовки профильных специалистов, принято решение о проектировании, изготовлении и пуске в эксплуатацию дополнительного исследовательского канала. Изготовленный дополнительный исследовательский канал геометрически представляет собой симметричное отражение основного канала относительно оси ускорительной трубки. Компоненты и геометрия модернизированного комплекса схематично представлены на рис. 1.



Рис. 1. Схема компоновки основного и дополнительного исследовательских каналов ускорителя AN 2500

Симметричное расположение второго канала позволяет осуществлять перенаправление ионного пучка путем изменения полярности питания магнитного масссепаратора без изменения основных настроек инжектора. Конструктивно высоковольтная секция ускорителя AN 2500 выполнена с аксиальной симметрией ионной оптики. Грубый контроль расходимости первичного ионного пучка осуществляется с помощью микроамперметра 1, соединенного с кольцевым зондом, расположенным у основания ускорительной трубки. Одновременно зонд защищает пластины дефлектора от расходящейся компоненты и служит первичной диафрагмой. Отъюстированный дефлектором по горизонтали X (в плоскости рисунка) и вертикали Y (перпендикулярно плоскости) пучок ионов образует на входе в масс-сепаратор первичный фокус, контролируемый монитором профиля пучка 2.

После входа в магнитное поле сепаратора масс-оптика ионного тракта для компонент пучка с вертикальной и горизонтальной расходимостью существенно различается. В то время как горизонтальная компонента на выходе сепаратора благодаря специфичной форме его полюсных наконечников сходится в симметричном относительно позиции 2 фокусе 3, расходимость по вертикали в базовом исполнении ускорителя на данном отрезке не компенсируется. К тому же, как видно из рис. 1, в базовом канале РОР изначально отсутствовала симметрия позиций 2 и 4. В разработанном исследовательском канале непроизводительные потери ионного пучка снижены по сравнению с базовым вариантом как за счет полной симметрии плеч сепаратора, так и за счет двукратного уменьшения расстояния до щелевого прибора 3. В качестве дополнительной фокусирующей компоненты, уменьшающей расходимость пучка по вертикали, в регулируемый источник положительного напряжения 5. конструкцию введен подключенный к вертикальным пластинам дефлектора через емкостный разделитель С.

В фокальной плоскости созданного канала расходимость сепарированного по массе и энергии пучка ионов ограничивается по горизонтали симметричным щелевым прибором 3, служащим одновременно датчиком баланса для системы стабилизации ускоряющего напряжения. Далее расходимость пучка ограничивается диафрагмой диаметром 6мм, служащей защитным экраном для пластин дефлектора-сканера, подключенных к

источникам постоянного 6 и пилообразного 7 высокого напряжения. С помощью подаваемого на дефлектор постоянного напряжения производится отсечение нейтрализованной компоненты пучка, осуществляются начало и прерывание процесса имплантации. Пилообразное напряжение обеспечивает сканирование ионного пучка по вертикали.

Вслед за пластинами дефлектора на поворотном кронштейне типа «ласточкин хвост» в ионопроводе закреплен блок для спектрометрии обратного резерфордовского рассеяния. Блок представляет собой конструкцию из жестко связанных между собой миллиметровой диафрагмы и Si(Li) поверхностно-барьерного детектора ионов 8. Жесткость конструкции обеспечивает постоянство угла рассеяния, расстояния до образца и телесного угла детектора. Предварительный усилитель импульсов 9 смонтирован на расстоянии 200мм от детектора и полностью экранирован. Усиленные по напряжению импульсы от предусилителя поступают на вход встроенной в компьютер платы аналого-цифрового преобразователя (АЦП) 10. Данные с АЦП обрабатываются с помощью комплекса программ Maestro и IonScat.

В режиме ионной имплантации блок спектрометрии выводится с оптической оси, пучок ионов разворачивается в вертикальный растр и поступает на электроизолированную восьмипозиционную карусель с червячным приводом вращения от шагового двигателя 11. Привод соединен с блоком питания 12, управляемым через USB-соединение программой BeamMonitor. Для измерения заряда, перенесенного ионным пучком на карусель, использован интегратор тока 14, а для снижения погрешностей измерения, обусловленных эмиссией вторичных электронов, на карусель подается положительное напряжение смещения. При необходимости, дальнейшая проводка ионного пучка осуществляется последовательно сквозь коллимирующую пару отверстий в карусели и вакуумную диафрагму диаметром 4мм, служащую для транспортировки пучка в узел селективной вакуумной откачки с отношением объема к скорости откачки на уровне 100. Положение пучка относительно держателя капиллярного канала 15 контролируется кольцевым электродом, соединенным с микроамперметром 16. Подробное описание конструкции и принципа функционирования капиллярного устройства для вывода пучка протонов в атмосферу содержится в публикации [1]. Возбужденные высокоэнергетическими протонами кванты характеристического рентгеновского излучения (ХРИ) регистрируются анализируются по энергии спектрометрическим трактом 17. И Общий ВИД смонтированного дополнительного канала представлен на рис. 2.

Управление вакуумной системой канала осуществляется в ручном режиме, регистрация и обработка энергетических спектров, а также управление механическим сканированием осуществляются с помощью сформированного комплекса программ, использующих как устоявшиеся [2,3], так и оригинальные процедуры. Ниже остановимся на основных новых и отличительных особенностях программных компонент комплекса.

**Программы.** Обработка и хранение спектра импульсов, называемого энергетическим спектром обратнорассеянных ионов (спектр POP) на первом этапе осуществляются с помощью лицензионной программы Maestro фирмы Ortec. Ввиду несовместимости формата выходного файла типа \*.chn с большинством широко распространенных графических редакторов, с помощью специально разработанного авторами проекта программы «TotalConverter» производится разделение файла на три компоненты, содержащие условия съемки, калибровки и нумерованный по каналам массив значений интенсивности выхода. Дальнейшая обработка массива производится с использованием детально описанной ниже оригинальной, разработанной авторами проекта программы IonScat, а также, для сравнения, с помощью ее зарубежного аналога Simnra.

В течение достаточно продолжительных экспериментов по POP для каждой из компонент слоя некоторые параметры поддерживаются постоянными, поэтому, при программной реализации расчетов, хранение этой информации программой IonScat реализовано в отдельном файле начальных условий типа «Worksheet» с расширением \*.wsh, а редактирование

осуществляется в основном программном окне. К этой группе параметров относятся: масса анализирующего иона m; угол наклона образца по отношению к оси пучка α;



Рис. 2. Общий вид дополнительного исследовательского канала ускорителя AN 2500

угол рассеяния Ө;

начальная энергия ионов Е<sub>0</sub>;

средняя величина разрешения спектрометрического тракта по энергии бЕ;

телесный угол детектора ω;

интегральная доза анализирущих ионов Q.

При осуществлении расчетов пользователь может постоянно контролировать, сохранять, либо редактировать текущие значения компонент файла.

В основу обработки спектров РОР программой IonScat положена удобная для прямых расчетов классическая формула для упругого рассеяния Резерфорда (1) представленная, например, в [2], и связывающая величины энергий анализирующего иона до и после столкновения с помощью кинематического фактора K<sub>м</sub>:

$$E_1 = K_M(\mathbf{M}, \mathbf{m}, \alpha, \Theta) \cdot E_0, \tag{1}$$

где E<sub>1</sub>- энергия ионов после столкновения; М - масса рассеивающего атома.

Информация о глубине, на которой произошло рассеяние, получается на основе экспериментально определенных и усредненных значений тормозной способности материала. Тормозная способность многокомпонентной мишени є определяется методом суммирования

парциальных тормозных способностей, разработанным Брэггом, и описываемым выражением

$$\varepsilon(E) = C_1 \varepsilon_1(E) + C_2 \varepsilon_2(E) + ..+ C_k \varepsilon_k(E).$$
<sup>(2)</sup>

Здесь  $C_k$  – относительная концентрация атомов компоненты k в слое,  $\varepsilon_k$  – ее тормозная способность.

При моделировании спектров POP атомные концентрации компонент в слоях задаются пользователем программы в послойной таблице концентраций, а величины  $\epsilon_k$  получаются путем линейной интерполяции на текущее значение энергии иона E данных о тормозных способностях элементов в зависимости от энергии анализирующего иона, табулированных в [2,4] и хранящихся в data-файлах для ионов водорода и гелия.

Построение модельного спектра РОР производится с помощью допущения, в целом, аналогичного правилу Брэгга. Предполагается, что суммарный спектр РОР может быть представлен в виде суммы парциальных спектров РОР всех элементов, входящих в состав слоя, полученных для заданного модельного распределения примесей. Этот подход существенно упрощает процедуру учета страгтлинга и разрешения детектора, реализуемую непосредственно на парциальном спектре. Каждый парциальный спектр, в отличие от суммарного, имеет однозначную зависимость величины страгтлинга от глубины, на которой произошло рассеяние иона. В рассматриваемом приближении процедура сводится в присвоении ионам, зарегистрированным в каждом фиксированном канале, соответствующего распределения по энергии с полушириной, рассчитываемой в соответствии с формулой Бора для многокомпонентной системы, представленной в [2]. Информацию о количестве атомов N компоненты к на заданной глубине в слое несет величина парциального выхода РОР H<sub>k</sub> в соответствующем канале. Явный вид связи между этими величинами подробно рассмотрен, в частности, в работе [2] и задается в первом приближении выражением

 $H_k = j S \cdot \Omega \cdot \sigma_k \cdot N_k \delta t.$ 

(3)

Здесь δt –толщина слоя, соответствующая ширине канала анализатора δЕ;

jS – доза анализирующих ионов;

Ω-телесный угол детектора.

Модель материала задается из главного программного окна с помощью таблицы концентраций. Таблица может включать до 15 слоев и до 5 элементов.

На базе перечисленных выше предпосылок по заданной послойно модели объекта исследований путем суммирования парциальных спектров строится расчетный спектр РОР. Совпадение расчетного спектра РОР с экспериментально зарегистрированным служит критерием истинности заданной модели. Основные различия упомянутых выше программ обработки спектров заключены в механизмах учета страгтлинга анализирующих ионов, разрешения детектора и эффектов дрейфа нуля и нелинейности детектирующей системы.

В связи с изменениями профиля пучка при увеличении срока наработки ионного источника и температурным дрейфом коэффициента линейности усилителя – формирователя импульсов, для каждой серии экспериментов возможны незначительные изменения характера зависимости ширины канала анализатора импульсов от энергии ионов. Поэтому представляется целесообразным периодическое тестирование спектрометрического тракта с использованием эталонных образцов и учет текущих значений калибровки при моделировании спектров РОР. В лаборатории элионики при сотрудничестве с НПО «Белмикросистемы» изготовлен эталонный образец на основе W и Ti, представляющий собой пленку на основе композиции 72,4 ат.% W и 27,6 ат.% Ті на поверхности кремния с естественным окислом. Эталон позволяет осуществлять контроль и учет нелинейностей тракта регистрации в широком диапазоне энергий. В программе организованы хранение текущих значений калибровки в файле и просмотр данных с возможностью редактирования непосредственно ИЗ ОСНОВНОГО окна. Существенной особенностью разработанной калибровки IonScat процедуры программы является

полиномиальная интерполяция зависимости энергии от номера канала анализатора импульсов. Вторым существенным отличием разработанного модельного подхода является учет ослабления плотности потока анализирующих ионов с ростом глубины анализа. Важность подобного учета в низкоэнергетической области спектров иллюстрируется на рис. 3 сравнением экспериментально зарегистрированного при тестировании созданного канала спектра POP эталонного образца с рассчитанными с помощью программ IonScat и Simnra спектрами.



Рис. 3. Экспериментально зарегистрированный спектр РОР ионов гелия с энергией 1,5 МэВ от 30 нм пленки Nb–Nb<sub>2</sub>O<sub>5</sub>–Au (3) в сравнении с рассчитанными с помощью программ IonScat (1) и Simnra (2) спектрами

Как видно из графика, при идеальном совпадении фронтов пиков тяжелых компонент (вплоть до кремния), расчет Simnra дает заметное смещение пика кислорода, одновременно завышая выход POP в области малых энергий и занижая значения в пиках при высоких энергиях. Учет нелинейности тракта и диссипации потока анализирующих ионов с помощью программы IonScat устраняет отклонения на доступном в эксперименте уровне точности.

Разработанная программа управления перемещением образца BeamMonitor реализуется в рекомендуемой минимальной конфигурации персонального компьютера:

процессор IntelPentium (или совместимый);

операционная система Windows XP.

Программа предназначена для управления через порт USB 2.0 тремя реверсивными шаговыми двигателями типа FL32STH33.

Основное диалоговое окно программы выполнено стандартными средствами Delphiu содержит полный набор опций, свойственных стандартным трехосевым гониометрам. Программное обеспечение производит:

вывод данных на пятиразрядную индикацию угла поворота трех осей исполнительных устройств;

запуск и остановку вращения шаговых двигателей;

регулирование скорости вращения двигателей в пределах от 0,2 до 12 оборотов в секунду;

реверсирование направления вращения;

программируемое циклическое реверсирование вращения оси исполнительного устройства в пределах заданного (от 0 до 360 градусов) угла;

обнуление угловых отсчетов в позиции калибровки.

При переходе к процедуре высокоэнергетической ионной имплантации программируемое перемещение образцов в сочетании с вертикальной разверткой пучка с помощью дефлектора-сканера позволяет производить групповую (до 8 позиций) и индивидуальную обработку образцов. Контроль однородности уровня легирования для случая примесей с низкой электрической активностью удобно осуществлять с помощью фоточувствительных материалов. Градуировка фотоматериала сводится к определению дозы насыщения степени почернения путем имплантации кратных доз в интервале от 10<sup>15</sup> до 4·10<sup>16</sup> ион/см<sup>2</sup>. Тестовая доза выбирается исходя из интенсивности почернения в 50% от максимального значения. Результат фотометрирования диагонали тестового образца, облученного ионами гелия с энергией 500 кэВ и дозой 1,2·10<sup>16</sup> ион/см<sup>2</sup> представлен на рис. 4.



Рис. 4. Неоднородность почернения по диагонали тестового образца, облученного ионами гелия с энергией 500 кэВ и дозой 1,2·10<sup>16</sup> ион/см<sup>2</sup>

Из рис. 4 видно, что неоднородность почернения во всей области имплантации не превышает 0,8%.

Величина дрейфа тока электромагнитного сепаратора заряженных частиц за время имплантации (1100 с) составила в данном случае менее 0,6%. Это обеспечивает моноэнергетичность процесса легирования не хуже одного процента и разрешение по массе не менее 1 а.е.м. во всем диапазоне параметров функционирования исследовательского комплекса. Использование режима имплантации легких ионов для определения пороговых доз блистеринга и флекинга реакторных материалов иллюстрируется микрофотографией (рис. 5).



Рис. 5. Оптическая микрофотография эффектов блистеринга и флекинга в нержавеющей стали, исходной (слева) и облученной легкими ионами дозой 1,2 сна (справа)

Основные параметры созданного тракта: расстояние транспортировки ионов –1500 мм; виды ионов – водород, гелий, азот; энергия – до 2 МэВ; ток ионного пучка – до 12 мкА; площадь имплантации – до 30 см<sup>-2</sup>; количество одновременно загружаемых образцов – до 8; ионный ток на выходе в атмосферу – 3 нА; энергетическое разрешение тракта РОР не более 18 кэВ; энергетическое разрешение тракта ХРИ не более 155 эВ.

Заключение. Осуществлены разработка, изготовление и запуск в эксплуатацию дополнительного многофункционального исследовательского канала для ускорителя AN 2500 с энергией легких ионов до 2 МэВ. Основные методики исследований апробированы на модельных материалах и эталонных образцах. Отработана методика вывода пучка протонов высокой энергии в атмосферу. Сформирован пакет программного обеспечения для хранения и обработки энергетических спектров обратнорассеянных ионов. Суммированы основные принципы анализа и обработки результатов. Приведены параметры, типичные результаты использования созданного многофункционального канала и данные, полученные при его тестировании. Для трех основных приложений практического использования канала (методами РОР, ХРИ и ионной имплантации) разработаны пошаговые инструкции выполнения операций и лабораторные практикумы для освоения методик.

#### Список использованных источников

1. Комплекс для локальной ионной имплантации и элементного микроанализа с выводом ионного пучка в атмосферу / Комаров Ф.Ф. [и др.] // Доклады НАН Беларуси. – 2016. – Т.60. – № 3. – С. 71–75.

2. Chu, W.K., Mayer, J.W, Nicole M.A. Backscattering Spectrometry. Academic Press. N.Y. – San Francisco, London, 1978. – 366 p.

3. Mayer, J.W., Rimini, E. Ion Beam Handbook for Material Analysis, Academic Press. N.Y. – San Francisco, London, 1977. – 485 p.

4. Paul, Ed. H. Секция ядерных данных МАГАТЭ [Электронный ресурс]. – Режим доступа: <u>https://www</u>-nds.iaea.org/stopping\_timg\_html. – Дата доступа: 12.07.2017.

# В.В. ТОРОПОВА, А.В. РАДКЕВИЧ, Е.М. ДАШУК, А.М. ЗАРУБО, О.Б. КОРЕНЬКОВА

# СОСТОЯНИЕ РАДИОНУКЛИДОВ ПЛУТОНИЯ И АМЕРИЦИЯ В РАСТВОРАХ ДЕЗАКТИВАЦИИ И ОБОСНОВАНИЕ СПОСОБА ИХ ПЕРЕРАБОТКИ

## Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны НАН Беларуси Минск, Беларусь e-mail: korenkovaolya@mail.ru

Введение. Использование радиоактивных изотопов химических элементов в производственных, научно-исследовательских и медицинских целях неизбежно приводит к образованию радиоактивных загрязнений. Зачастую избежать загрязнения радиоактивными веществами просто невозможно. В связи с этим возникает вопрос об очистке объекта от радиоактивного загрязнения, то есть о проведении работ по дезактивации [1]. Под дезактивацией понимается полное или частичное удаление радиоактивного загрязнения специально подобранными физическими, химическими или другими способами. На практике часто используют сочетание физико-химического метода дезактивации с механическим [2]. После проведения работ по дезактивации, которые далее необходимо перерабатывать. Данный тип растворовхарактеризуется, как правило, повышенным солесодержанием, сложным радионуклидным и химическим составом, обусловленным в первую очередь присутствием комплексообразователей и поверхностно-активных веществ.

Радионуклиды в водных растворах могут находиться в самых разнообразных формах – гидратированные катионы, моно- и полиядерные гидроксокомплексы, гетероядерные комплексы, коллоидные и псевдоколлоидные частицы. При этом первоочередной задачей, которая должна быть решена при выборе технологии очистки, является определение формы нахождения присутствующих радионуклидов в изучаемых растворах.

Перечень радионуклидов, которые могут попасть в растворы дезактивации, определяется спецификой деятельности ядерного или радиационного объекта, на котором образовалось загрязнение. При этом значительную сложность, как при проведении дезактивации, так и при обращении, представляют растворы, содержащие трансурановые элементы, в частности, плутоний и америций. Это связано со сложным химическим поведением, многообразием химических форм данных элементов в водных растворах.

Плутоний – первый элемент, созданный в значительных количествах синтетическим путем. Первый его изотоп <sup>238</sup>Pu был получен в экспериментах Сиборга, Мак Милана, Кеннеди и Валя. В настоящее время известно 19 изотопов плутония. Самый легкий из них <sup>228</sup>Pu (1,1 с), самый тяжелый <sup>247</sup>Pu (2,27 дн), 8 ядерных изомеров. Наиболее устойчив изотоп <sup>244</sup>Pu (8,05·10<sup>7</sup>л), следы его обнаружены в природе [3]. В водных растворах плутоний может проявлять пять степеней окисления: +3, +4, +5, +6, +7. Зачастую несколько форм существуют в растворе одновременно, находясь в равновесии друг с другом в определенных концентрациях. Сопоставление литературных данных по ультрафильтрации, центрифугированию и адсорбции позволяет заключить, что в интервале pH до 0,8 плутоний (в микроколичествах) находится в форме гидратированного катиона  $Pu(H_2O)_{8}^{4+}$ , в интервале pH от 0,8 до 2,2 – в виде гидроксокомплексов типа  $Pu(OH)_{n}^{(4-n)+}$ . При дальнейшем увеличении значения pH плутоний находится в псевдоколлоидном или коллоидном состоянии.
Америций получен искусственно в 1944 г. в Металлургической лаборатории Чикагского университета Г. Сиборгом и сотрудниками в виде изотопа <sup>241</sup>Атпри облучении ядер плутония нейтронами [4]. В водных растворах америций может находиться в трех степенях окисления: +3, +5, +6. Состояние микроколичеств америция в водном растворе исследовано в ряде работ с использованием ультрафильтрации, адсорбции, десорбции, центрифугирования и электромиграции. В интервале pH до 3,7 америций находится в состоянии гидратированного катиона  $Am(H_2O)_8^{4+}$ , при увеличении pH до 5,5 америций образует гидроксокопмплексы  $Am(OH)_n^{(3-n)-}$ . Начиная с pH 5,5 и выше, америций образует псевдоколлоидную или коллоидную формы [2].

Присутствие комплексообразователей и поверхностно-активных веществ может существенно изменить распределение форм радионуклидов. Основной механизм действия таких соединений как, например, оксалат или ЭДТА-анион, алкилсульфат-анион заключается в полном или частичном замещении гидроксогрупп в первой координационной сфере металлиона, что приводит к образованию более устойчивых соединений, менее подверженных гидролизу [5].

Кроме особенностей химического поведения америций и плутоний характеризуются высокой радиотоксичностью, что определяет требования к достижению максимально возможных коэффициентов очистки растворов по данным радионуклидам, референтные уровни которых – 1 Бк/л [6, 7]. Необходим обоснованный выбор методов очистки ЖРО, гарантирующий высокую эффективность.

Целью данной работы было изучение состояния радионуклидов америция и плутония в растворах дезактивации и обоснование наиболее эффективного способа для их переработки.

**Объекты исследования.** Эксперименты проводились как со свежеприготовленными растворами, так и с растворами, которые выдерживались в течение нескольких лет. Исследуемые растворы имели одинаковый химический состав: радионуклиды <sup>239</sup>Pu,<sup>240</sup>Pu и <sup>241</sup>Am, pH 8–9, оксиэтилидендифосфоновая кислота в концентрации 1 г/дм<sup>3</sup>, синтетическое моющее средство (более 15 % анионных и более 5 % неионогенных ПАВ) в концентрации 0,4 г/дм<sup>3</sup> и карбонат натрия в концентрации 0,7 г/дм<sup>3</sup>. Основные характеристики растворов приведены в табл.

Характеристика	Свежеприготовленные растворы	Растворы после 3 лет «старения»
рН	8–9	8–9
Суммарная удельная α-активность, Бк/дм <sup>3</sup>	510	70
Электропроводность, мк См/см	2510	2240
Перманганатная окисляемость, мг О <sub>2</sub> /дм <sup>3</sup>	272	32
Осадок	отсутствует	присутствует

Таблица. Характеристики исследуемых дезактивационных растворов

В растворах после 3 лет «старения» образовались осадки, что сопровождалось снижением суммарной удельной α-активности раствора более чем в 7 раз и перманганатной окисляемости в 9 раз. Дальнейшие эксперименты с «выдержанным» раствором проводились после фильтрации через фильтр «синяя лента».

Для определения форм нахождения радионуклидов в растворах использовались методы мембранного разделения, фильтрации, коагуляции, ионного обмена, окисления.

Радионуклиды <sup>239</sup>Pu, <sup>240</sup>Pu и <sup>241</sup>Am являются α-излучателями, их γ-излучение характеризуется низкой энергией и небольшим квантовым выходом. Из-за невысоких активностей радионуклидов количественно определять методом γ-спектрометрии можно только содержание <sup>241</sup>Am.

В этой связи в качестве основного показателя содержания радионуклидов в изучаемых растворах выбрана суммарная удельная активность α- и β-излучающих радионуклидов, которая измерялась в соответствии с методикой согласно СТБ ISO 9696-2010 [8]и СТБ ISO 9697-2010[9]. Измерение активности производили на α, β-радиометре для измерения малых активностей УМФ-2000.

Удельная активность <sup>241</sup>Am, определенная методом γ-спектрометрии, использовалась в качестве дополнительного показателя. Измерения выполнялись на спектрометре рентгеновского и низкоэнергетического γ-излучения с планарным полупроводниковым детекторомНРGe-Intertechnique EGP2000-07.

Ход и результаты эксперимента. В ходе работы проводились фильтрация свежеприготовленных растворов через мембрану с размером пор в 50нм (разрежение создавалось при помощи водоструйного насоса), а также диализ на мембране с размером пор 3 нм. Также проводилась фильтрация «выдержанных» растворов через мембраны с размером пор 300, 25 нм и 1 кДа (что соответствует мембране с размером пор порядка 1 нм). Результаты фильтрации показаны на рис. 1.



Рис. 1.Распределение частиц по размерам: *1* –фильтрация на мембране с размером пор 50 нм; 2 – диализ на мембране с размером пор 3 нм; 3 – ультрафильтрация на мембране с размером пор 300 нм; 4 –ультрафильтрация на мембране с размером пор 25 нм; 5 – нанофильтрация на мембране с пределом отсечения 1 кДа (размер пор порядка 1 нм); 6 – центрифугирование

Результаты, приведенные на рис. 1, показывают, что задержание радионуклидов при очистке свежеприготовленных растворов на мембране с размером пор 3 нм при диализе составляет практически 100 %. При этом в «выдержанных» растворах дисперсное распределение радионуклидов существенно изменилось: даже при использовании мембраны с пределом отсечения 1 кДа (~1 нм) задержание составляет 60 % для америция и 80 % для плутония. При этом большая часть радионуклидов - 45 % америция и 65 % плутония входит в состав частиц размером от 1 до 25 нм. Проводилось исследование по центрифугированию отстоявшихся растворов, процент осаждения составил порядка 10 %. С учетом нейтрального значения pН В растворах, присутствия а также комплексообразователей и ПАВ, различие в поведении америция и плутония может быть

объяснено большей склонностью к гидролизу плутония по сравнению с америцием. Растворимыми формами америция и плутония, проходящими через мембрану 1 нм, предположительно являются их моноядерные комплексы с оксиэтилидендифосфоновой кислотой.

Поведение радионуклидов в сорбционных и ионообменных процессах может дать дополнительную информацию об их состоянии в растворах, в частности, о наличии катионных или анионных форм. Проведены эксперименты по извлечению плутония и америция из растворов дезактивации в статических условиях различными сорбентами и ионообменными смолами.

сорбентов В качестве ДЛЯ свежеприготовленных растворов использовали модифицированные железом цеолит и клиноптилолит. Предварительными опытами установлено, что равновесное распределение радионуклидов между сорбентом и раствором устанавливается в течение 3 сут. Поэтому в опытах по сорбции время контакта раствора с сорбентами составляло не менее 3 CVT, что обеспечивало установление термодинамического равновесия в системе. Для очистки «выдержанных» растворов использовали различные ионообменные смолы: сильнокислотная KW-8 (Na-форма), сильноосновная A4 (Cl-форма), сильноосновная AMP101 (органопоглотитель), а также активированный уголь Silkarbon TH 90G. Условия эксперимента: V/m = 100, сорбция проводилась в статических условиях в течение 1 сут. Результаты очистки изучаемых растворов представлены на рис. 2.



Рис. 2. Зависимость степени сорбции радионуклидов плутония и америция от используемого сорбента: *1* – цеолит (модиф. Железом); *2* – клиноптилолит (модиф. Железом);

3 – сильнокислотная KW-8 (Na-форма); 4 – сильноосновная A4 (Cl-форма); 5–сильноосновная AMP101 (органопоглотитель); 6 – активированный уголь

Из полученных данных следует, что в свежеприготовленных растворах более 90 % радионуклидов плутония и америция хорошо сорбируются на таких сорбентах, как цеолит и клиноптилолит, модифицированные железом. Очистка «выдержанных» растворов сорбцией или ионным обменом показала низкую эффективность (<20 %), практически не зависящую от типа сорбента, что свидетельствует о малой доле ионных форм радионуклидов.

В случае нахождения радионуклидов в растворе в составе коллоидных заряженных частиц высокая эффективность очистки может быть достигнута применением метода коагуляции/флокуляции. В работе использовались такие коагулянты, как хлорид железа, полиоксихлорид алюминия (далее – ПОХА), флокулянтполиакриламид (далее – ПАА), а также различные комбинации вышеперечисленных реагентов. После добавления реагентов, растворы выдерживались в течение 1 ч, после чего фильтровались на бумажном фильтре

«синяя лента». Результаты эксперимента по очистке модельных дезактивационных растворов при помощи коагуляции представлены на рис. 3.

При коагуляциив осадок переходит от 45 до 65 % радионуклидов в зависимости от используемых реагентов. Результат в целом соответствует данным по задержанию радионуклидов на мембранах (рис. 1). Можно предположить, что при коагуляции осаждается большая часть коллоидных частиц размером более 1 нм. При этом, наличие ПАВ на поверхности частиц увеличивает их стабильность, что затрудняет очистку при помощи коагуляции. Кроме того, в растворе остаются моноядерные растворимые комплексы радионуклидов с комплексонами.

Для того чтобы повысить эффективность очистки растворов дезактивации необходимо разрушить окислением органические компоненты, присутствующие в растворе. В качестве окислителей были выбраны озон, для получения которого использовалиозонатор ОГВК-05КЦ, пероксид водорода и перманганат калия. Результаты по очистке изучаемых растворов при помощи коагуляции с предварительным окислением представлены на рис. 4.



Рис. 3. Результаты очистки отстоявшихся дезактивационных растворов при помощи коагуляции: *1* – FeCl<sub>3</sub>; 2–FeCl<sub>3</sub> + ПОХА; *3* – ПОХА; *4* – ПОХА + ПАА

Предварительное окисление озоном или перманганатом калия повысило процент очистки изучаемых растворов от радионуклидов плутония и америция при помощи коагуляции до 99 %, в то время как использование пероксида водорода не дало высоких результатов.



Рис. 4. Результаты очистки отстоявшихся дезактивационных растворов при помощи коагуляции с предварительным окислением: *1* – очистка на ионообменных смолах (смесь сильноосновной AMP101 (органопоглотитель) и сильнокислого WF1000 (Na-формa) с предварительным окислением озоном; *2* – коагуляция с предварительным окислением озоном; *3* – коагуляция с предварительным окислением пероксидом водорода; *4* – окисление перманганатом калия; *5* – коагуляция с предварительным окислением перманганатом калия

Проведен эксперимент по окислению изучаемых растворов озоном с дальнейшей очисткой на ионообменных смолах. Предварительное окисление повысило процент очистки растворов от радионуклидов до 35 % (максимальный процент очистки ионообменными смолами без предварительного окисления составлял 21 %).

Также был проведен опыт по окислению отстоявшихся растворов дезактивации перманганатом калия без дальнейшей очистки при помощи коагуляции или ионообменных смол. В ходе процесса окисления образуется оксид марганца (III, IV), который является хорошим сорбентом для радионуклидов плутония и америция. Процент очистки данным способом составил 85 % (рис. 4).

Заключение. В работе изучено состояние радионуклидов америция и плутония в растворах дезактивации и обоснован наиболее эффективный способ для их переработки.

В свежеприготовленных растворах при данном значении pH (8–9) 70 % плутония и америция находятся в составе частиц с размером 3–50 нм и около 30 % радионуклидов образуют частицы с размером более 50 нм. Можно предположить, что в данном типе растворов дезактивации изучаемые радионуклиды образуют преимущественно псевдоколлоидную форму. Высокую эффективность при очистке растворов показали методы мембранного разделения (диализ) и сорбции на модифицированных цеолите и клиноптилолите.

В растворах дезактивации, которые выдержаны в течение несколько лет, формы нахождения радионуклидов существенно изменились. Порядка 80 % радионуклидов перешли в осадок, а оставшиеся в растворе формы америция и плутония характеризуются повышенной стабильностью по отношению к различным методам извлечения. Показано, что радионуклиды плутония и, частично, америция в растворе находятся в псевдоколлоидной форме с преимущественным размером частиц 1–25 нм. Наличие ПАВ на поверхности частиц существенно увеличивает их стабильность по отношению к извлечению из раствора методами ионного обмена и коагуляции. Порядка 40 % америция находится в растворе в виде моноядерных комплексов с органическими соединениями.

Экспериментально показано, что для очистки «выдержанных» растворов дезактивации от радионуклидов требуется использование комбинации нескольких методов очистки, что связано со стабилизирующим действием присутствующих комплексонов и ПАВ. Разрушение органических компонентов в растворах приводит к образованию гидролизных форм америция и плутония, образующих псевдоколлоиды, которые в свою очередь могут быть практически полностью удалены методами мембранного разделения или коагуляции. Предлагается использовать предварительное окисление озоном или перманганатом калия как один из этапов обработки растворов дезактивации. В результате достигается высокая степень очистки растворов от америция и плутония (Коч~ 500 – 1000), что позволяет снизить их содержание в растворе ниже уровней как для ЖРО, так и для питьевой воды [7].

Таким образом, в ходе исследования были определены формы нахождения радионуклидов плутония и америция в изучаемых растворах дезактивации и предложены способы переработки жидких радиоактивных отходов двух типов, имитирующих отработавшие дезактивирующие растворы.

#### Список использованных источников

1. Зимонд, А.Д. Дезактивация: учеб. пособие / А.Д. Зимонд. – М.: Атомиздат, 1975. – 6 с.

2. Давыдов, Ю.П. Основы радиохимии : учеб. Пособие / Ю.П. Давыдов. – Минск: Вышэйшая школа, 2014. – 317 с.

3. Бекман, И.Н. Радиохимия: в 2 т. Т. 2. Радиоактивные элементы: учеб.пособие / И.Н. Бекман. – М.: Издатель Мартохин П.Ю., 2014. – 400 с.

4. Сиборг, Г. Актиниды: пер. с англ.; под ред. Г. Сиборга, Дж. Каца. – М.: Изд-во Иностранной литературы, 1955. – 704с.

5. Рябчиков, Б.Е. Очистка жидких радиоактивных отходов /Б.Е. Рябчиков. – М.: ДеЛипринт. – 2008. – 516 с.

6. Санитарные нормы и правила «Требования к обеспечению радиационной безопасности персонала и населения при обращении с радиоактивными отходами». – Утв. Постановлением Министерства здравоохранения Респ. Беларусь от 31.12.2015 № 142.

7. Критерии оценки радиационного воздействия: гигиеничес. норматив. –Утв. постановлением Министерства здравоохранения Респ. Беларусь от 28.12.2012 № 213, введ. 01.01.2013.

8. Качество воды. Измерение общей альфа-активности в питьевой воде. Метод толстослойного источника: СТБ ISO 9696-2010. – Введ. 01.07.2010. – Минск: БелГИМ, 2010. – 16 с.

9. Качество воды. Общая бета-активность в питьевой воде. Метод толстослойного источника: СТБ ISO 9697-2010. – Введ. 01.01.2011. – Минск: БелГИМ, 2011. – 16 с.

# Д.А. АЛЕКСЕЕВ<sup>1</sup>, В.А. НЕМЦЕВ<sup>2</sup>

# СИСТЕМА КОНТРОЛЯ И УДАЛЕНИЯ ВОДОРОДА ИЗ ЗАЩИТНОЙ ОБОЛОЧКИ АЭС С ВВЭР-1200

<sup>1</sup>AO «ATOMПPOEKT»

Санкт-Петербург, Россия <sup>2</sup>Объединенный институт энергетических и ядерных исследований– Сосны НАН Беларуси Минск, Беларусь e-mail: <u>lab19@tut.by</u>

#### Система удаления водорода из защитной оболочки

Функции. Система удаления водорода из защитной оболочки предназначена для обеспечения водородной взрывобезопасности в зоне локализации аварии (ЗЛА) во время проектных и запроектных аварий.

Система удаления водорода из защитной оболочки во время проектных и запроектных аварий предотвращает образование взрывоопасных смесей вЗЛА путем поддержания объемной концентрации водорода на безопасном уровне.

Классификация. Система удаления водорода из защитной оболочки по назначению является системой безопасности, по влиянию на безопасность – важной для безопасности, по характеру выполняемых функций – локализирующей системой.

Все функциональные элементы системы относятся к третьему классу безопасности в соответствии с НП-001-97, классификационное обозначение 3Н. В соответствии с НП-031-01 функциональные элементы систем относятся к первой категории сейсмостойкости.

**Функциональные требования.** Функционирование системы удаления водорода из защитной оболочки должно основываться на пассивном принципе.

При проектных авариях система должна обеспечивать поддержание концентраций водорода в смеси с водяным паром и воздухом на уровне, не превышающем нижнего концентрационного предела распространения пламени в расчетном диапазоне изменения параметров среды в помещениях ЗЛА.

При запроектных авариях системадолжна обеспечивать поддержание концентрации водорода на уровне, исключающем детонацию, включая локальную, а также развитие быстрого горения в больших объемах (соизмеримых с размерами основных помещений ЗЛА).

Производительность системы выбирается исходя из условия выделения в помещениях зоны локализации аварии при тяжелой аварии в течение 5–7 ч до 1000 кг водорода. В указанный период реализуется внутрикорпусная стадия тяжелой аварии. Данная стадия тяжелой аварий характеризуется максимальной скоростью выхода водорода и поэтому является определяющей для выбора производительности системы.

Количество, производительность и места размещения отдельных функциональных элементов системы выбираются на основании результатов анализа распространения, накопления и возможных режимов горения водорода в помещениях ЗЛА.

**АСУ ТП.** В составе системы удаления водорода из защитной оболочки не должно быть активных функциональных элементов, требующих внешнего контроля и управления.

Электроснабжение. В составе системы удаления водорода из защитной оболочки не должно быть активных функциональных элементов, требующих подвода энергии от внешних источников.

Вентиляция и охлаждение помещений. Оборудование систем удаления водорода из защитной оболочки в зоне локализации аварии должно работать в условиях проектной

и запроектной аварий. Специальных требований к вентиляции и охлаждению помещений ЗЛА, в которых размещается оборудование систем, не предъявляется.

Оборудование и материалы. Выбор оборудования и материалов должен быть осуществлен с учетом функций систем удаления водорода из защитной оболочки, в соответствии с требованиями раздела 3 ПНАЭГ-7-008-89 и с учетом:

условий окружающей среды в помещениях зоны локализации аварии при нормальных условиях эксплуатации, нарушении нормальных условий эксплуатации, проектной и запроектной аварии;

проведения дезактивации;

качества воды спринклерной системы.

**Испытания и проверки.** Проект системы удаления водорода из защитной оболочки должен быть выполнен с учетом необходимости проведения:

периодических осмотров основного оборудования;

периодических функциональных испытаний с целью подтверждения работоспособности и готовности систем к выполнению заданных функций.

**Требования к системам, связанным с системой.** Системы удаления водорода из защитной оболочки должна выполнять свои функции независимо от других технологических систем. Никаких специальных требований к технологическим системам со стороны системы не предъявляется.

**Требования к компоновке.** Компоновка и взаимное расположение элементов системы удаления водорода из защитной оболочки должны быть выполнены с учетом следующих требований:

функциональные элементы системы должны размещаются внутри защитной оболочки;

функциональные элементы системы должны быть равномерно распределены по помещениям зоны локализации аварии;

функциональные элементы систем должны размещаться в местах, где концентрация водорода во время проектной или запроектной аварии может достигать наибольшего значения;

отказы в системах нормальной эксплуатации не должны приводить к выходу из строя элементов системы;

оборудование системы должно быть защищено от летящих предметов и воздействия струй теплоносителя, возникающих при разрывах высокоэнергетических трубопроводов;

во время работы оборудование системы удаления водорода не должно оказывать негативного воздействия на оборудование других систем, расположенных в помещениях ЗЛА;

к оборудованию системы необходимо обеспечить доступ для обслуживания и ремонта.

#### Общее описание

Описание технологической схемы. Особенностью системы удаления водорода из защитной оболочки является независимость ее функциональных элементов друг от друга и от других систем АЭС. Пассивные автокаталитические рекомбинаторы водорода, используемые в качестве основных функциональных элементов системы, начинают функционировать при образовании в помещении повышенной концентрации водорода и продолжают работать, пока концентрация водорода не снизится до безопасного значения. В связи с этой особенностью технологическая схема системы удаления водорода представляет собой распределение рекомбинаторов по помещениям зоны локализации аварии.

В состав системы входит 44 пассивных автокаталитических рекомбинатора. В зависимости от расположения и производительности рекомбинаторы объединены в восемь технологических групп. Состав и производительность технологических групп, а

также места установки отдельных рекомбинаторов выбраны на основании результатов анализа распространения, накопления и возможных режимов горения водорода в помещениях ЗЛА.

Для того чтобы обеспечить системе максимальную эффективность, рекомбинаторы устанавливаются в местах, где концентрация водорода во время аварии может достигать наибольшего значения, а также на путях перемещения парогазовой среды.

Суммарная производительность системы при давлении 0,15 Мпа и объемной концентрации водорода 4% составляет приблизительно 188,48 кг водорода в ч.

Связи с другими системами. Система удаления водорода из защитной оболочки не имеет связей с другими системами.

**Размещение компонентов.** Все функциональные элементы системы удаления водорода из защитной оболочки размещаются в помещениях зоны локализации аварии.

Рекомбинаторы достаточно равномерно распределены по помещениям ЗЛА. Исключение составляют помещения парогенераторов.

В помещениях парогенераторов установлено наибольшее по сравнению с остальными помещениями количество рекомбинаторов. Это связано с тем, что в помещениях парогенераторов при аварии с течью теплоносителя концентрация водорода достигает максимальных значений. Кроме того, высока вероятность выхода из строя рекомбинаторов под воздействием струй и летящих предметов.

Для защиты от летящих предметов и струй рекомбинаторы размещаются в местах, закрытых строительными конструкциями и крупногабаритным оборудованием.

Ко всем рекомбинаторам обеспечен свободный доступ для обслуживания и ремонта.

Оборудование системы удаления водорода. Рекомбинатор состоит из металлического корпуса и кассеты. В кассете установлен ряд параллельных каталитических пластин. Пластины выполнены из нержавеющей стали. На поверхность пластин нанесено каталитическое покрытие. Кассета размещается в нижней части корпуса. Для удобства обслуживания кассету можно извлечь из корпуса.

Работа рекомбинатора начинается при контакте водорода, содержащегося в атмосфере, с каталитическим покрытием на поверхности пластин в кассете. Происходит химическая реакция соединения водорода и кислорода, сопровождающаяся выделением тепла. Пластины разогреваются, начинается теплообмен между поверхностью пластин и окружающей атмосферой. Вследствие разогрева плотность газовой смеси в кассете уменьшается. В корпусе рекомбинатора возникает устойчивый конвективный поток, обеспечивающий непрерывное поступление газовой смеси к катализатору и отвод пара через перфорацию, выполненную в верхней части корпуса.

# Испытания и проверки

**Пусконаладочные работы.** Перед пуском станции проводится серия испытаний оборудования с целью проверки соответствия.

Контроль и испытания при эксплуатации. Для своевременного выявления возможных скрытых отказов необходимо осуществлять периодический контроль и функциональные испытания оборудования системы во время эксплуатации.

Эксплуатационный контроль и функциональные испытания производятся в соответствии с инструкциями поставщика и технологическим регламентом.

При проведении испытаний для проверки работоспособности катализатора из рекомбинатора извлекается несколько пластин (примерно 2% от общего количества). Проверка пластин осуществляется на специальном стенде.

Во время проверки осуществляется продувка установленной на стенде пластины, заранее подготовленной тестовой газовой средой. По росту температуры на поверхности каталитической пластины определяется начало процесса рекомбинации водорода. Необходимое время проверки для одной пластины составляет примерно 15 мин. В случае ухудшения работоспособности каталитических пластин на стенде проводится их регенерация. Для регенерации к закрепленным в специальном держателе предварительно разогретым пластинам подается специальный газ. Ожидаемое время термической регенерации составляет приблизительно один час. Одновременно можно регенерировать до 150 каталитических пластин.

# Функционирование системы

Нормальная эксплуатация. В режиме нормальной эксплуатации источниками водорода в помещениях ЗЛА являются неорганизованные протечки теплоносителя первого контура, радиолиз воды в топливном бассейне и радиолиз воды в баках-приямках. Вентиляционная система KLD осуществляет быструю продувку объема защитной оболочки, не позволяя скопиться в ЗЛА значительному количеству водорода.

В режиме нормальной эксплуатации функционирование системы удаления водорода не требуется.

Система удаления водорода из защитной оболочки находится в состоянии готовности.

Нарушения нормальных условий эксплуатации. Режимы нарушений нормальных условий эксплуатации протекают с несущественными отклонениями параметров в помещениях ЗЛА от параметров при нормальной эксплуатации. ВЗЛА не возникает дополнительных источников водорода. Таким образом, в режимах нарушений нормальных условий эксплуатации функционирование системы удаления водорода не требуется. Система удаления водорода из защитной оболочки находится в состоянии готовности.

**Проектные аварии.** Аварии с течами теплоносителя первого контура сопровождаются наибольшими выбросами водорода в помещения ЗЛА по сравнению с остальными рассматриваемыми проектными авариями. При проектной аварии с течью теплоносителя первого контура источниками водорода в помещениях ЗЛА являются следующие процессы:

пароциркониевая реакция;

выделение водорода, растворенного в теплоносителе;

радиолиз теплоносителя в первом контуре;

радиолиз воды в топливном бассейне;

радиолиз воды в баках-приямках;

разложение гидразина и аммиака;

радиационное разложение полимерных лакокрасочных покрытий;

коррозия металлических конструкций и покрытий.

При проектных авариях в активной зоне реактора не создаются условия для возникновения интенсивной пароциркониевой реакций, так как не превышен максимальный проектный предел повреждения твэлов. Доля прореагировавшего циркония не превышает одного процента его общей массы. За счет пароциркониевой реакции выделяется приблизительно 10 кг водорода. Указанная масса водорода выходит в течь за первые 25 с аварии.

По предварительным оценкам суммарный выход водорода от всех источников за 24 ч максимальной проектной аварии и за 30 сут послеаварийного периода составляет приблизительно 100 кг.

В режиме проектной аварии система удаления водорода начинает работать, как только концентрация водорода в помещениях зоны локализации аварии достигнет 2 об. %.

За счет эффективной работы рекомбинаторов во всех помещениях ЗЛА во время аварии концентрация водорода в смеси поддерживается на уровне, исключающем реализацию любых режимов горения.

Запроектные аварии. Из перечня рассматриваемых азапроектных аварий наибольшую опасность для АЭС представляют тяжелые аварии, приводящие к

повреждениям активной зоны. Данные аварии сопровождаются генерацией больших объемов водорода за счет интенсивной пароциркониевой и паростальной реакций.

По динамике выхода теплоносителя и водорода в помещения ЗЛА запроектные аварии можно разделить на две основных группы.

Аварии с малой течью характеризуются продолжительным выходом теплоносителя в течь при небольшой интенсивности выброса и наибольшими интегральными выходами водорода. По предварительным оценкам суммарный выход водорода составляет 800–1000 кг.

Аварии с большой течью теплоносителя отличаются большей интенсивностью выброса на отдельных временных интервалах и меньшими интегральными выходами водорода. По предварительным оценкам суммарный выход водорода составляет 350–500 кг.

В режиме запроектной аварии система удаления водорода начинает работать, как только концентрация водорода в помещениях зоны локализации аварии достигнет двух объемных процентов.

За счет эффективной работы рекомбинаторов во всех помещениях ЗЛА во время запроектой аварии концентрация водорода в смеси поддерживается на уровне, исключающем детонацию и развитие быстрого горения.

**Оценка безопасности.** Представленный проект системы удаления водорода из защитной оболочки выполнен в полном соответствии с основными принципами обеспечения водородной безопасности. Во всех аварийных режимах система поддерживает концентрации водорода в помещениях зоны локализации аварии на безопасном уровне.

Пассивный принцип действия, а также независимость функциональных элементов системы удаления водорода от других систем энергоблока и друг от друга обеспечивают ей высокую степень надежности.

# Система контроля концентрации водорода

**Функции.** Система контроля концентрации водорода является информационной системой, предназначенной для контроля водородной взрывобезопасностивЗЛА при нормальной эксплуатации, нарушении нормальных условий эксплуатации, а также всех проектных и запроектных авариях, учитываемых в проекте.

В функции системы контроля концентрации водорода входит:

осуществлять непрерывный контроль концентрации водорода в герметичных помещениях АЭС в местах наиболее вероятного его появления с представлением информации на БПУ и РПУ;

при протекании проектной аварии при превышении в контрольных точках установленного в проекте значения концентрации водорода формировать соответствующие сигналы на средства сигнализации расположенные на БПУ и РПУ;

при протекании запроектной аварии предоставлять на БПУ и РПУ информацию о водородной взрывобезопасности (наличии либо отсутствии горючих смесей) и формировать соответствующие сигналы на средства сигнализации расположенные на БПУ и РПУ для каждого из возможных режимов горения (медленное горение, быстрое горение, детонация);

помочь оператору управлять ходом протекания запроектной аварии согласно требований аварийных инструкций направленных на предотвращение режимов горения водорода (быстрое горение, детонация), которые могут вызвать нарушение целостности защитной оболочки.

# Проектные основы

Классификация. Все функциональные элементы системы относятся к третьему классу безопасности в соответствии с НП-001-97, классификационное обозначение 3Н.

Классификационное обозначение по НП-026-04 – 3НК2. В соответствии с НП-031-01 функциональные элементы систем JMU относятся к первой категории сейсмостойкости.

**Функциональные требования.** Система контроля концентрации водорода должна иметь два независимых канала измерения.

Во время нормальной эксплуатации, а также проектных и запроектных авариях система должна обеспечивать непрерывный контроль концентрации водорода, давления и температуры в помещениях ЗЛА.

Концентрация кислорода и пара в помещениях ЗЛА во время проектных и запроектных аварий должна определяться расчетным путем.

Количество точек контроля концентрации водорода определяется на основании результатов анализа распространения, накопления и возможных режимов горения водорода в помещениях ЗЛА.

**АСУ ТП.** Измерительные каналы системы контроля концентрации водорода (JMU) должны включаться автоматически по соответствующим аварийным сигналам.

Электроснабжение. Система контроля концентрации водорода должна

иметь питание от системы аварийного электроснабжения первой группы надежности.

При запроектной аварии с полной потерей электроснабжения, необходимо обеспечить автоматическое подключение хотя бы одного измерительного канала системы к любому надежному источнику электроснабжения.

Вентиляция и охлаждение помещений. Оборудование системы контроля концентрации водорода в зоне локализации аварии должно работать при нормальной эксплуатации, а также в условиях проектной и запроектной аварии. Специальных требований к вентиляции и охлаждению помещений ЗЛА, в которых размещается оборудование системы, не предъявляется.

За пределами защитной оболочки в помещениях, в которых расположено оборудование системы, должны поддерживаться параметры окружающей среды, необходимых для работы оборудования.

**Оборудование и материалы.** Выбор оборудования и материалов должен быть осуществлен с учетом функций системы контроля концентрации водорода, в соответствии с требованиями раздела 3 ПНАЭГ-7-008-89 и с учетом:

условий окружающей среды в помещениях зоны локализации аварии при нормальных условиях эксплуатации, нарушении нормальных условий эксплуатации, проектной и запроектной аварии;

проведения дезактивации.

**Испытания и проверки.** Проект системы контроля концентрации водорода должен быть выполнен с учетом необходимости проведения:

периодических осмотров основного оборудования;

периодических функциональных испытаний с целью подтверждения работоспособности и готовности системы к выполнению заданных функций.

**Требования к системам, связанным с системой.** Для обеспечения работоспособности системы контроля концентрации водорода необходимо функционирование следующих систем:

системы аварийного электроснабжения;

автоматизированной системы управления технологическими процессами (АСУ ТП).

Система аварийного электроснабжения должна обеспечивать элементы системы контроля концентрации водорода электропитанием во время нормальной эксплуатации, нарушении нормальных условий эксплуатации, проектных и запроектных аварий, включая полное обесточивание.

Описание системы аварийного электроснабжения представлено в разделе 5.1 Проекта.

АСУ ТП должна обеспечивать:

регистрацию, протоколирование, архивирование и представление информации об контролируемых параметрах;

сбор и обработку информации о состоянии системы;

предупредительную и аварийную сигнализацию.

Проект АСУ ТП должен удовлетворять требованиям пункта 1.2.12 НП-001-97. Кроме того, для работы оборудования системы контроля концентрации водорода, расположенного за пределами защитной оболочки необходимо функционирование системы вентиляции и охлаждения помещений. Система вентиляции и охлаждения помещений должна поддерживать параметры окружающей среды, необходимые для работы оборудования системы.

Проект системы вентиляции и охлаждения помещений должен удовлетворять требованиям НП-001-97 (раздел 1).

**Требования к компоновке.** Компоновка и взаимное расположение элементов системы контроля концентрации водорода должны быть выполнены с учетом следующих требований:

точки контроля системы должны размещаются внутри защитной оболочки;

за пределами защитной оболочки оборудование разных измерительных каналов системы должно размещаться в отдельных помещениях, изолированных огнестойкими физическими барьерами;

точки контроля концентрации водорода должны быть равномерно распределены по помещениям зоны локализации аварии, при выборе мест размещения точек контроля используются результаты анализа распространения, накопления и возможных режимов горения водорода;

отказы в системах нормальной эксплуатации не должны приводить к выходу из строя оборудования системы;

единичные отказы находящихся в составе измерительного канала системы средств измерения, не должны приводить к потере канала измерения в целом;

расположенное в помещениях ЗЛА оборудование системы должно быть защищено от летящих предметов и воздействия струй теплоносителя, возникающих при разрывах высокоэнергетических трубопроводов;

размещение точек контроля и трассировка кабельных линий разных измерительных каналов, по возможности, должны быть выполнены на максимальном удалении друг от друга для исключения их одновременного выхода из строя;

к оборудованию системы расположенному в зоне локализации аварии и за пределами герметичной оболочки необходимо обеспечить доступ для обслуживания и ремонта.

# Общее описание

Описание технологической схемы. Система контроля концентрации водорода состоит из двух одинаковых и полностью независимых один от других каналов измерения. В состав каждого канала системы контроля входит шесть газоанализаторов водорода, два газоанализатора водорода-кислорода (ГВК), два датчика давления, восемь датчиков температуры среды и аппаратно-програмный анализатор данных (АПА). При этом газоанализаторы водорода ГВ-01 и газоанализаторы водорода, входящие в состав ГВК, работают постоянно, во всех режимах функционирования АЭС, а газоанализаторы кислорода, входящие в состав ГВК, включаются в работу автоматически (средствами СККВ) по факту достижения концентрации водорода установки в 2 об. %.

Информация по концентрации водорода, кислорода, температуре и давлению в помещениях под герметичной оболочкой, полученная прямым измерением, и концентрации пара, полученная расчетным путем (на средствах СККВ) передается в блочную АСУ ТП с последующим отображением ее на мониторах верхнего уровня (в виде удобном для восприятия оператором), в резервной зоне мозаичных панелей ЗПА, а также для формирования соответствующих сигналов на средства сигнализации, в случае

образования взрывоопасной водородосодержащей парогазовой смеси при ЗПА.

# Компоненты системы

**Газоанализатор водорода (ГВ-01).** Газоанализатор водорода ГВ-01 для системы контроля концентрации водорода АЭС с ВВЭР, состоит из датчика (чувствительного элемента) установленного внутри защитной оболочки и блока электроники, расположенного за пределами защитной оболочки и соединенного с датчиком магистральным кабелем через герметичную проходку.

Принцип действия датчика концентрации водорода основан на свойстве проводника из сплава палладий – серебро поглощать водород из анализируемой парогазовой смеси и изменять при этом свое электросопротивление. Количество поглощенного водорода пропорционально его парциальному давлению и, следовательно, изменение электросопротивления объемной концентрации. а пропорционально Таким образом, величине количеству поглощенного водорода. по изменения сопротивления датчика и давлению парогазовой смеси определяется концентрация водорода.

Температура датчика поддерживается на уровне 255–260°С так, как при этой температуре описанный выше процесс обратим.

**Газоанализатор водорода-кислорода (ГВК).** Измерительный комплекс газоанализаторов водорода и кислорода предназначен для измерения парциального давления водорода и кислорода, а также температуры в парогазовой среде помещений защитной оболочки АЭС.

Измерительный комплекс ГВК состоит из датчика кислорода, двух датчиков водорода, удалителя газовой компоненты (ремувера) и датчика температуры среды, функционально соединенных и расположенных и на несущей раме.

Аппаратно-программный анализатор (АПА). АПА имеет возможность формирования выходных сигналов, как в виде цифрового кода, так и в виде силы постоянного электрического тока с нормированными метрологическими характеристиками и выдачи их в систему хранения информации, обработки, индикации и сигнализации либо по локальной сети EtherNet, либо по проводной связи.

Аппаратно-программный анализатор выполняет следующие функции:

нормализацию сигналов газоанализаторов водорода, датчиков температуры и давления;

регистрацию сигналов газоанализаторов типа ГВ-01;

циклический опрос входных сигналов, преобразование их в цифровой код, первичную обработку и запись результатов в собственную оперативную память;

вычисление значений выходных сигналов по записанным в памяти констант формулам преобразования;

формирование выходных сигналов.

При построении аппаратуры использован принцип программно-управляемой магистрально-модульной структуры.

Аппаратно-программный анализатор АПА обеспечивает:

непрерывный контроль до 40 сигналов газоанализаторов водорода, датчиков температуры и давления;

формирование до 30 выходных нормированных сигналов, соответствующих концентрации водорода и температуры парогазовой среды;

проведение периодического тестирования комплекса технических средств для проверки работоспособности АПА.

Связи с другими системами. Система контроля концентрации водорода имеет связи со следующими системами:

системой аварийного электроснабжения;

автоматизированной системой управления технологическими процессами (АСУ ТП);

системой вентиляции и охлаждения помещений (за пределами защитной оболочки).

Электроснабжение. Электроснабжение системы контроля концентрации водорода выполнено от двух распределительных устройств (РУ) группы бесперебойного электроснабжения потребителей ЗПА. Данные распределительные устройства нормально присоединены через агрегаты бесперебойного питания (АБП).

Каждый из двух указанных АБП комплектуется аккумуляторной батареей (АБ), рассчитанной на разряд длительностью до 24 ч.

Также, предусмотрен передвижной дизель-генератор один на два блока, который хранится в готовности к перекатке, подключению и пуску на территории АЭС. На операции перекатки и подключения ПДГ отводится до 24 ч.

#### Испытания и проверки

**Пусконаладочные работы.** Перед пуском станции проводится серия испытаний оборудования с целью проверки соответствия технических характеристик системы проектным. Испытания проводятся в соответствии с программой испытаний, разработанной поставщиком оборудования.

Контроль и испытания при эксплуатации. Во время эксплуатации АЭС проводится периодическая поверка оборудования системы контроля концентрации водорода.

Периодическая проверка газоанализаторов водорода (ГВ-01) и водорода-кислорода (ГВК) проводится по месту их установки внутри защитной оболочки во время плановых остановов блока при помощи поверочных газовых смесей, подаваемых непосредственно на вход данных приборов без их демонтажа, с помощью оборудования для подачи поверочной газовой смеси.

Периодическая поверка остального оборудования входящего в состав системы контроля концентрации водорода выполняется согласно с требованиями соответствующих руководств по эксплуатации передаваемых Заказчику Поставщиком совместно с поставляемым оборудованием.

## Функционирование системы

#### Нормальная эксплуатация и нарушения нормальных условий эксплуатации.

В режимах нормальной эксплуатации и нарушения нормальных условий эксплуатации функционирование системы контроля концентрации водорода осуществляет непрерывный контроль концентрации водорода в помещениях ЗЛА.

**Проектные и запроектные аварии.** Во время проектных и запроектных аварий система осуществляет непрерывный контроль концентрации водорода и параметров парогазовой смеси в помещениях ЗЛА.

Система позволяет предоставлять оператору на БПУ и РПУ информацию о водородной взрывобезопасности (наличии либо отсутствии горючих смесей), а также формировать соответствующие сигналы на средства сигнализации, расположенные на БПУ и РПУ для каждого из возможных режимов горения (медленное горение, быстрое горение, детонация).

**Оценка безопасности.** Представленный проект системы контроля концентрации водорода выполнен в полном соответствии с основными принципами обеспечения водородной безопасности.

Во всех режимах эксплуатации АЭС, а также всех аварийных режимах система позволяет оператору получать достоверную оперативную информацию о водородной ситуации в зоне локализации аварии и, действуя согласно требованиям аварийных инструкций, в кротчайшие сроки принять необходимые меры по управлению аварией. Двухканальное построение системы обеспечивает ей высокую степень надежности.

# А.В. КУЗЬМИН, А.В. РАДКЕВИЧ, В.П. ПЕТРУШКЕВИЧ

# ВЕРОЯТНОСТНЫЙ АНАЛИЗ ДОЗОВЫХ НАГРУЗОК НА ПЕРСОНАЛ ПРИ ВЫВОДЕ ИЗ ПУНКТА ХРАНЕНИЯ ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА ПЕРЕДВИЖНОЙ АЭС «ПАМИР- 630Д»

### Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны НАН Беларуси Минск, Беларусь

В государственном научном учреждении «Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны» Национальной академии наук Беларуси (правопреемник Института ядерной энергетики Академии наук БССР) в 2018 г. успешно осуществлен вывод из эксплуатации пункта хранения отработавшего ядерного топлива передвижной АЭС «Памир-630Д». Вывод из эксплуатации включал ряд радиационно-опасных работ, для выполнения которых требовалось проведение оценки возникающих рисков с целью обеспечения безопасности.

Риск качественно можно определить, как сочетание вероятности нежелательных событий и величины их негативных последствий, имеющее количественную меру. Процесс принятия решений и управления в области обеспечения безопасности объектов использования атомной энергии в рамках риск-ориентированного подхода рассмотрен в докладе Международной группы по ядерной безопасности INSAG-25 [1]. Методология этого подхода используется применительно к безопасной эксплуатации атомных электростанций и активно развивается для обеспечения физической безопасности АЭС и объектов ядерного топливного цикла. Несмотря на применимость указанной методологии к другим ядерным и неядерным установкам и деятельности, в настоящее время недостаточное внимание уделено применению риск-ориентированного подхода к исследовательским ядерным установкам, радиационно-опасным объектам, деятельности, связанной с обращением с радиоактивными отходами, выводом из эксплуатации объектов использования атомной энергии. Отдельной проблемой является комплексное рассмотрение вопросов обеспечения безопасности при совместном функционировании различных ядерных и радиационных объектов, размещенных в пределах одной площадки и использующих единую обеспечивающую, инженерную, информационную И инфраструктуру. организационную Это неизбежно сопряжено с определенным конфликтом интересов, влияние которого на обеспечение безопасности деятельности в целом на плошалке должно быть исключено.

Риск-ориентированный подход к обеспечению безопасности и принятию решений в этой области представляет собой систематический процесс учета основных факторов и соображений, важных для безопасности, с определением меры их влияния на принимаемые решения и деятельность по обеспечению безопасности, включая документирование всего процесса, обоснование веса каждого учитываемого фактора, осуществление контроля и принятие корректирующих мер.

Цель реализации риск-ориентированного подхода заключается в том, чтобы принятию решений, влияющих на безопасность персонала и населения, окружающую среду, уделялось внимание соразмерно их значимости, при этом обеспечивался надлежащий учет всех существенных факторов и соображений, исключались противоречия с другими решениями.

Основными принципами, лежащими в основе риск-ориентированного подхода к обеспечению безопасности любой деятельности в области использования атомной энергии и источников ионизирующего излучения, являются:

обеспечение и поддержание надлежащего уровня глубокоэшелонированной защиты;

наличие и сохранение запасов безопасности;

удержание рисков на разумно достижимом на практике низком уровне (принцип ALARA);

документирование и учет наилучшей инженерной, эксплуатационной и организационной практики;

изучение и использование новейших результатов научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ, передовых разработок и современных методологий;

интеграция систем обеспечения ядерной, радиационной, промышленной, пожарной безопасности и физической защиты объектов;

соблюдение регулирующих требований и положений;

комплексный контроль за обеспечением безопасности;

поддержание высокого уровня культуры безопасности.

К преимуществам реализации риск-ориентированного подхода относятся:

повышение общего уровня безопасности за счет улучшенного понимания значения и степени важности каждого из факторов, влияющих на принятие решений и их практическую реализацию;

снижение дозовых нагрузок на персонал благодаря выявлению участков работ, наиболее значимых с точки зрения риска, и сокращению излишней деятельности во вредных условиях труда на менее значимых участках;

повышение эффективности использования всех видов ресурсов за счет ранжирования по значимости с точки зрения снижения риска и поддержания его на разумно достижимом низком уровне;

разработка и внедрение мер по предотвращению и управлению авариями, минимизации их последствий.

Вероятностный анализ, используемый в рамках риск-информативного подхода, применяется для оценки неопределенностей дозовых нагрузок на персонал при выполнении радиационно-опасных работ. Вероятностный подход к анализу дозовых нагрузок, включающий анализ чувствительности и неопределенности по отношению к входным параметрам используемых расчетных моделей оценки доз, позволяет определить наиболее чувствительные параметры, неточности в задании которых приводят к значительным неопределенностям оценок дозовых нагрузок на персонал и, таким образом, требуют более точного определения консервативных граничных значений при детерминистическом анализе и обосновании безопасности. Результаты вероятностного анализа доз позволяют оценить целесообразность затрат на получение дополнительных уточненных исходных данных, оптимизировать дозовые нагрузки на персонал при выполнении радиационно-опасных работ по выводу из эксплуатации объектов использования атомной энергии.

При выводе из эксплуатации пункта хранения основными радиационно-опасными работами являлись проведение комплексного инженерно-радиационного обследования, дезактивация бассейна выдержки отработавшего топлива, демонтаж загрязненного оборудования, переработка и кондиционирование жидких и твердых радиоактивных отходов сложного радиохимического состава, содержащих изотопы плутония и америция. За основу модели расчета дозовых нагрузок персонала взят сценарий проведения работ в загрязненном здании, описанный в NUREG/CR-5512 [2,3], NUREG/CR-6755 [4]. Расчеты выполнены посредством верифицированного кода RESRAD-BUILD 3.50.

На основании результатов комплексного инженерно-радиационного обследования бассейна выдержки отработавшего ядерного топлива передвижной атомной электростанции «Памир-630Д» определены нуклиды, определяющие дозовую нагрузку персонала при выполнении работ по выводу из эксплуатации: Am-241, Pu-239, Pu-240, Co-60, Cs-137, Eu-152, Eu-154.

Предварительные расчеты показали, что работами, определяющими дозовую нагрузку на персонал, являлись переработка и кондиционирование жидких радиоактивных отходов сложного радиохимического состава, содержащих Am-241 и изотопы плутония

Pu-239, Pu-240. Дозовые нагрузки на персонал при проведении комплексного инженернорадиационного обследования и дезактивации бассейна выдержки отработавшего топлива, а также при демонтаже загрязненного оборудования пункта хранения были значительно ниже. Установленное в проекте вывода из эксплуатации целевое значение индивидуальной эффективной дозы для персонала составляло 5 мЗв.

Вероятностный анализ дозовых нагрузок на персонал при переработке и кондиционировании жидких радиоактивных отходов сложного радиохимического состава, содержащих америций и плутоний, выполнен посредством использования разработанной модели и применения кода RESRAD-BUILD 3.50 с встроенными расчетной программными средствами чувствительности, неопределенности анализа И статистической обработки результатов расчета. Учитывалось пять путей облучения: внешнее облучение непосредственно от источников; внешнее облучение за счет осажденных на поверхности радиоактивных материалов; внешнее облучение за счет радиоактивных веществ, взвешенных в воздухе; ингаляционный и пероральный пути внутреннего облучения. Разработанная расчетная модель учитывает время облучения как отдельных работников, так и всего задействованного персонала в целом, механизмы осаждения и ресуспендирования радиоактивных аэрозолей в помещениях пункта хранения, интенсивность воздухообмена в них, метаболизм человека, наличие защитных средств органов дыхания, ослабление излучения в элементах радиационной защиты и конструкциях установок, характеристики радиоактивных загрязнений и источников излучения, геометрию облучения.

При расчетах дозовых нагрузок на персонал в случае внешнего облучения использовались дозовые коэффициенты библиотеки FGR-12, ингаляционного и перорального внутреннего облучения – FGR-11. При оценке риска применялись факторы библиотеки FGR-13 Morbidity.

При проведении вероятностного анализа дозовых нагрузок учтены рекомендации NUREG/CR-6755 по выбору распределений, характеризующих неопределенности параметров расчетной модели. Время выполнения работ, количество привлеченного персонала, геометрия помещений И установок, параметры, характеризующие воздухообмен И распространение радиоактивных аэрозолей, характеристики радиоактивных загрязнений и источников излучения приняты в соответствии с имеющейся фактической информацией об условиях проведения работ. Конкретные значения параметров расчетной модели и величин, определяющих вероятностные распределения указанных параметров, характеризующие их неопределенность, получены путем обобщения имеющихся данных в соответствии с техническими рекомендациями. изложенными в NUREG/CR-5512. Посредством применения кода RESRAD-BUILD 3.50 выполнен предварительный анализ чувствительности расчетного значения эффективной коллективной дозы персонала, задействованного в выполнении работ во вредных условиях при выводе из эксплуатации пункта хранения отработавшего ядерного топлива. Расчеты выполнялись в рамках усредненной поведенческой модели персонала, было оценено влияние 20 основных параметров расчетной модели на величину эффективной коллективной дозы персонала при работах по дезактивации бассейна выдержки. По результатам анализа выделена группа параметров, неопределенность задания которых в пределах точности расчетной модели оказывает значительное влияние на значение эффективной коллективной дозы.

Посредством применения вероятностных программных модулей кода RESRAD-BUILD 3.50 были оценены неопределенности значений коллективной эффективной дозы персонала как при выполнении отдельных видов радиационно-опасных работ, так и в целом неопределенность коллективной эффективной дозы персонала при выводе пункта хранения отработавшего ядерного топлива. Были рассчитаны вклады в коллективную эффективную дозу персонала и ее неопределенность от отдельных радионуклидов и по путям облучения. Статистическими методами определены частный коэффициент ранговой корреляции и нормированный частный коэффициент ранговой регрессии для основных параметров расчетной модели.

Основной вклад (более 95 %) в коллективную эффективную дозу в ходе выполнения работ по выводу пункта хранения из эксплуатации дало внутреннее облучение изотопами Am-241, Pu-239 и Pu-240 при выполнении работ по переработке и кондиционированию жидких радиоактивных отходов. Среднее значение коллективной дозы на персонал при их выполнении согласно расчетам, составило 2,68 чел. мЗв. Согласно численным оценкам стандартное отклонение коллективной эффективной дозы при переработке жидких PAO при учете неопределенностей параметров расчетной модели и их вероятностных распределений равно 3,92 чел. мЗв, с вероятностью 95 % коллективная доза не превысила 9,09 чел. мЗв. Вклад Am-241 в коллективную дозу составил примерно 51 %, Pu-239 – 32 %, Pu-240 – 17 %; доля, приходящаяся на все остальные радионуклиды, составила менее процента. Детерминистическая консервативная оценка максимальной индивидуальной эффективной дозы показала, что она не превысила 1 мЗв и составила 0,91 мЗв, что менее референтного уровня индивидуальной эффективной дозы в 5 мЗв, установленного проектом.

Основными путями облучения персонала являлись ингаляционный, дающий около 90 % вклада в общую дозу, и пероральный, на который приходится примерно 10 %. Остальные пути облучения дают пренебрежимо малый вклад в коллективную дозу. Соответствующие оценки доз существенно зависят от ряда параметров, характеризующих эффективность использовавшихся средств индивидуальной защиты, условий облучения, модель, и характеристик радиоактивного включая поведенческую загрязнения. Полученные результаты вероятностного анализа дозовых нагрузок позволяют ранжировать параметры модели по степени значимости с точки зрения влияния на коллективную эффективную дозу персонала. В качестве количественных параметров оценки значимости были приняты частный коэффициент ранговой корреляции и нормированный частный коэффициент ранговой регрессии для основных параметров расчетной модели, которые позволяют оценить нелинейные связи в модели, абсолютный и относительный вклад параметров в итоговую коллективную дозу. Выполнена оценка неопределенности указанных коэффициентов. Проведено ранжирование основных параметров модели по степени значимости их вклада в итоговую неопределенность коллективной дозы, результаты приведены в табл. Неопределенности частного коэффициента ранговой корреляции и нормированного частного коэффициента ранговой регрессии равны одному стандартному отклонению, оцененному по выборке из 10 величин.

Коэффициент детерминации модели равен 0,87. Зависимость коллективной дозы от параметров, не приведенных в табл., незначительна. Следовательно, точность задания их значений и соответствующих неопределенностей не оказывает существенного влияния на величину оценки среднего значения коллективной дозы и ее неопределенности.

С учетом факторов, оказывающих наибольшее влияние на неопределенность оценки индивидуальных доз облучения, а также в связи с тем, что определяющий вклад в индивидуальные дозовые нагрузки по путям облучения (90 %) вносит поступление аэрозолей радионуклидов со вдыхаемым воздухом, рекомендуется уделять особое внимание на этапе КИРО и разработки проекта:

повышенной точности методов измерения удельной активности основных дозообразующих изотопов плутония и америция;

повышенной точности методик определения доли снимаемого поверхностного загрязнения;

расчетному обоснованию технических характеристик систем вентиляции помещений с учетом проводимых работ, а также повышению надежности указанных систем;

N⁰		Частный	Нормированный	
$\Pi/\Pi$	Наименование параметра	ранговый	частный ранговый	Ранг
		коэффициент	коэффициент	
		корреляции	регрессии	
1	Параметры, задающие			
	фактическое время	1,00	1,00	1
	выполнения работ			
2	Параметры, задающие			
	активность изотопов в	1,00	1,00	1
	составе радиоактивного			
	загрязнения			
3	Частота воздухообмена	$-(0,88\pm0,01)$	-(0,74±0,02)	2
4	Время снятия	0,69±0,01	0,38±0,01	3
	радиоактивного			
	загрязнения			
5	Аэрозольная часть			
	снимаемого	0,63±0,02	0,33±0,02	4
	радиоактивного			
	загрязнения			
6	Частота дыхания	0,38±0,04	0,17±0,02	5
	работника			
7	Иные параметры	< 0,25	< 0,15	-

применению методов дезактивации, минимизирующих образование аэрозольных частиц и трудозатраты персонала.

На этапе проведения работ по выводу из эксплуатации на первое место по важности выходят организационно-технические мероприятия, минимизирующие количество работников и время проведения радиационно-опасных работ по дезактивации; организационно-технические мероприятия по недопущению необоснованного прямого перорального поступления радионуклидов при выполнении дезактивационных работ (контроль за соблюдением персоналом требований радиационной безопасности и технологии производства работ); использование современных высококачественных средств индивидуальной защиты органов дыхания (респираторов, масок) снижающих вероятность аэрозольного поступления и практически исключающих прямое пероральное поступление радионуклидов при выполнении работ по дезактивации; четкое планирование и контроль проведения работ по времени. Указанные подходы применимы для других объектов использования атомной энергии.

#### Список использованных источников

1. A Framework for an Integrated Risk Informed Decision Making Process INSAG-25.

A report by the international nuclear safety group / IAEA [Электронный ресурс]. – Режим доступа: <u>https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/</u> Pub1499\_web.pdf. – Дата доступа: 19.11.2018.

2. NUREG/CR-5512. Vol. 1. PNL-7994. Residual Radioactive Contamination From Decommissioning. Technical Basis for Translating Contamination Levels to Annual Total Effective Dose Equivalent / U.S. Nuclear Regulatory Commission [Электронный ресурс]. – Режим доступа: <u>https://www.nrc.gov/docs/ML0522/ML052220317.pdf</u>. – Дата доступа: 19.11.2018.

3. NUREG/CR-5512. Vol. 3. SAND99-2148 Residual Radioactive Contamination From Decommissioning. Parameter Analysis / U.S. Nuclear Regulatory Commission [Электронный ресурс]. – Режим доступа: <u>https://www</u>.nrc.gov/docs/ML0824/ML082460902.pdf. – Дата доступа: 19.11.2018.

4. NUREG/CR-6755. ANL/EAD/TM/02-1. Technical Basis for Calculating Radiation Doses for the Building Occupancy Scenario Using the Probabilistic ESRAD-BUILD 3.0 Code / U.S. Nuclear Regulatory Commission [Электронный ресурс]. – Режим доступа: <u>https://www</u>.nrc.gov/docs/ML0205/ML020590035.pdf. – Дата доступа: 19.11.2018.

# С.А. НЕКРАСОВ<sup>1</sup>, Ю.П. САРАЕВ<sup>2</sup>

# ПОВЫШЕНИЕ ЭФФЕКТИВНОСТИ ФУНКЦИОНИРОВАНИЯ ЭНЕРГОСИСТЕМЫ ПУТЕМ ПЕРЕХОДА ОТ УДОВЛЕТВОРЕНИЯ СПРОСА НА ЭЛЕКТРОЭНЕРГИЮ К ЕГО ФОРМИРОВАНИЮ

# <sup>1</sup>Центральный экономико-математический институт РАН <sup>2</sup>Концерн «Росэнергоатом» Москва, Россия

Снижение объемов промышленного производства, преимущественно обеспечивающего базовую нагрузку энергосистемы, и возрастание доли переменного во времени коммунально-бытового электропотребления, с одной стороны, и стремительный рост возобновляемых источников в мире [1], с другой стороны, обострили задачу необходимости согласования несоответствия графиков спроса и изменяющейся в зависимости от погодных факторов генерации. Можно выделить два подхода к ее решению. Первый – предполагает определение потребности экономики в энергии, а всю совокупность энергоснабжающих предприятий рассматривает как систему. Целью системы энергоснабжения является минимизация издержек для заданной экономикой производственной программы энергетики [2]. В рамках этого подхода происходит: увеличение доли пиковых источников, в том числе за счет изменения режимов работы части тепловых станций, развитие накопителей энергии [3], повышение требований к атомным энергоблокам в части участия в регулировании и расширения диапазона изменения графика выдачи мощности. Издержки содержания в энергосистеме пиковых электростанций в рыночной экономике не могут быть в полной степени покрыты увеличением цены электроэнергии в периоды максимального спроса на электроэнергию. Эта проблема подробно рассмотрена на примере Нового Южного Уэльса (Австралия), где отпуск электроэнергии в периоды прохождения энергосистемой максимума нагрузок по цене в 18 раз, превышающей среднегодовую, лишь частично покрывал 400-кратное различие в стоимости электроэнергии, вырабатываемой пиковыми источниками, обеспечивающими 10%-ный пик нагрузки (10% top-power), и базовыми мощностями [4]. Поэтому на протяжении последнего времени достаточно закономерным является смещение предпочтений, отдаваемых развитию накопителей [5], вследствие уменьшения стоимости аккумулирования энергии на 70 % в 2010-2017 гг. и прогноза ее дальнейшего снижения на 60 % к 2030 г. [6] при отсутствии предпосылок уменьшения стоимости энергомашиностроительной продукции. Развитие систем аккумулирования энергии происходило на протяжении последнего десятилетия значительно более быстрыми темпами по сравнению с пиковой генерацией, несмотря на скачкообразный прирост добычи углеводородов на основе разработок сланцевого газа, снизивший стоимость электроэнергии газовых пиковых электростанций. В свою очередь, требование перевода атомных энергоблоков из несения базовой нагрузки к участию в регулировании графика мощности ведет как к их усложнению и, соответственно, не способствует повышению надежности функционирования отрасли, так и к снижению коэффициента использования мощности (КИУМ), что увеличивает период окупаемости капиталовложений в атомную энергетику.

Альтернативный подход основывается на взаимоувязке возможностей энергосистемы и потребителей путем адаптации графика потребления в соответствии с технологическими особенностями генерации. Основы управления нагрузками потребителей в отечественной энергетике были заложены в 30-е годы прошлого столетия С.А. Кукель–Краевским, а

<sup>&</sup>lt;sup>1</sup>Работа подготовлена по результатам исследования, поддержанного Российским фондом фундаментальных исследований (проект № 17-06-00304).

позднее – И.М. Марковичем, И.А. Сыромятниковым и т.д. за многие десятилетия до начала стремительного развития возобновляемых источников. Только тогда она имела постановку, никак не связанную с особенностями графика генерации ВИЭ и оставшуюся актуальной и сегодня для тепловых и особенно атомных электростанций, а именно: минимизация удельных расходов топлива, достижение максимального народнохозяйственного эффекта капитальных затрат в электроэнергетику путем максимизации КИУМ энергосистемы. В результате КИУМ в советской энергосистеме был значительно выше, чем в большинстве развитых стран, и в 1,2 раза превосходил сегодняшние значения энергосистемы России (0,559 в 1985 г. и 0,463 в 2014 г.), что позволяло более эффективно использовать ресурсы в электроэнергетике – одной из самых капиталоемких отраслей экономики [7]. Успехи в формировании графика спроса, обеспечивающего минимизацию издержек генерации, существенно снизили потребность в пиковых источниках энергии и системах аккумулирования энергии, которые в XX веке реализовывались преимущественно на основе ГАЭС. Поэтому гидроаккумулирование не получило широкого распространения: на территории России функционирует всего одна ГАЭС, которая находится в Московской области и не привязана к регулированию работы определенной АЭС.

В качестве иллюстрации оптимизации энергоснабжения в результате использования возможностей потребителя можно привести разработанный в Министерстве черной металлургии CCCP механизм. позволяюший при неизменной (или лаже увеличивающейся) установленной мощности электроприемников, целенаправленно снижать электропотребление в период прохождения максимума нагрузки (при этом суммарная мощность совокупности электроприемников могла увеличиваться). Для энергосистемы определяющим выступает не суммарная установленная мощность совокупности электроприемников потребителя, а заявленная мощность – фактическое потребление в период прохождения максимума нагрузки. Так, например, на трубном заводе «Лентрубсталь» в 1985 г. суммарная мощность электроприемников составляла 33 МВт. Однако за счет мероприятий по координации интересов энергосистемы и технологических процессов потребителя во время максимума нагрузки потребление электроэнергии не превышало 3,3 МВт. В результате увеличения потребления в период дневного и ночного провалов нагрузки более 3,3 MBr обеспечивалось время использования заявленной мощности более 8760 ч в году [8].

Первым этапом решения рассматриваемой проблемы являлась корректировка технологических процессов, согласованное изменение графика рабочего времени, перенос времени обеденных перерывов и т.д. Вторым – реализация проектных решений, обеспечивающих разгрузку существующего электроемкого оборудования на один – два часа в сутки. Третьим – разработка нового оборудования, позволяющего увеличивать период снижения электропотребления без ущерба для основного технологического процесса. Если первый этап реализовывался достаточно быстро, то второй и особенно требовали долгосрочного целеполагания И определяли третий направление технологического развития в отрасли. В результате за счет снижения потребления в период прохождения максимума нагрузки металлургические предприятия принимали на себя функцию регуляторов энергосистемы и обеспечивали фактическое использование заявленной мощности до 12 400 ч в год.

Следует отметить, что в результате следования первому подходу эти наработки не востребованы, повышение КИУМ не входит в первоочередные задачи развития отечественной энергетики, и по настоящее время даже в условиях пренебрежимо малого развития возобновляемых источников в России он продолжает снижаться. Об этом свидетельствуют значения коэффициента использования установленной мощности в самый холодный первый квартал года, когда потребление электроэнергии в ЕЭС России максимально (табл.).

Год	КИУМ	Производство	Мощность
	ЕЭС,%	электроэнергии,	ЕЭС, МВт
		млрд кВт∙ч	
2017	56	287 101	237 455
2016	56	284 658	235 312
2015	56	281 361	232 795
2014	57	280 433	227 547
2013	59	286 100	223 330
2012	62	291 800	219 614

Показатели производства электроэнергии за первый квартал и мощности ЕЭС в 2012–2017 гг.

Автору не удалось найти оценки влияния низкой эффективности использования генерирующих мощностей на издержки энергоснабжения отечественных потребителей. данные для ОЭС Беларуси (годовой Поэтому приведем объем выработки преимущественно на основе тепловых электростанций ~30 млрд кВт·ч, что не превышает 3 % объема генерации в России). В работе [9] обосновано, что годовой эффект повышения эффективности использования мощностей путем выравнивания графика нагрузки составляет 71 млн долл. США в год, из которых только 45 млн долл. Может быть на инвестиционную составляющую. Затраты, которые не отнесено являются инвестиционной составляющей, обусловлены большим удельным расходом топлива в отличных от номинальных режимов с частичной загрузкой; запусками и остановами не только нового, но и ранее эксплуатируемого оборудования, что в свою очередь негативно влияет на ресурс и аварийность энергоблоков вызывает рост объема ремонтных работ, увеличение доли постоянных затрат на обслуживание электростанций и т.д. Эти сопоставимые с инвестиционной составляющей затраты являются прямыми потерями, то есть мы имеем дело с мультипликативным эффектом снижения эффективности энергетики, когда на каждый рубль, вложенный в опережающий потребление рост энергетических мощностей, требуется оплатить примерно такой же объем монетизации прямых потерь, дополнительных не подающихся обусловленных технологическими особенностями отрасли. Величина этих издержек не может быть определена в полной мере и, как утверждают авторы [9], не исключено наличие еще не обсчитанных составляющих. Еще в меньшей степени подается учету их явно неположительное влияние на динамику электропотребления.

Таким образом, в зависимости от того, подразумевается ли взаимоувязка возможностей потребителя и энергосистемы для оптимизации энергоснабжения, возможны различные подходы решения вопроса согласования графика нагрузки и режимов работы генерирующих мощностей:

формулировка технических условий, предусматривающих выдачу мощности по графику, задаваемому потребителем;

не удовлетворение спроса, а его формирование, в наибольшей степени приближенного к возможностям генерации путем комплекса реализуемых у потребителя мероприятий.

По сути, следование второму подходу является возвращением потребителя в неразрывную технологическую цепочку «производство – потребление топливноэнергетических ресурсов (ТЭР)». Именно такой подход был положен в основу развития советской энергетической науки, изучающей закономерности, явления, процессы, средства преобразования, распределения и использования всех видов энергии и энергетических ресурсов [10].

регулирования нагрузок B части этот подход обеспечивал оптимизацию эффективности использования установленных мощностей путем стимулирования увеличения потребления в периоды спада спроса, приходящегося преимущественно на ночное время, и минимизации потребления в заранее известное время прохождения максимума нагрузки. При появлении в энергосистеме распределенной генерации (установок, подключенных к шинам распределительной подстанции, в том числе на стороне нагрузки, оснащенной автоматикой для обеспечения синхронной работы с энергосистемой, отключения от энергосистемы и поддержания автономной работы), как зависящей от природных условий, так и позволяющей изменять мощность, требуется изменение алгоритма управления. Целесообразным является введение управляющего параметра, изменяющегося во времени и позволяющего корректировать потребление и генерацию регулируемых источников, в зависимости от нагрузки в локальной зоне энергосистемы. Изменение должно происходить не только во времени, но и при переходе от зоны действия одной понизительной подстанции к другой. В результате оптимизации энергоснабжения совокупности потребителей в условиях наличия источников распределенной генерации возникнут предпосылки для формирования отдельных интеллектуальных микросетей (smartmicrogrid) в зоне действия каждой понизительной подстанции. На первоначальном этапе функцию такого управляющего параметра может выполнять плавающая цена электроэнергии. Заметим, что в условиях хорошо предсказуемой динамики изменения как спроса, так и генерации, введение изменяющейся во времени цены электроэнергии было избыточным требованием. Переменные цены создадут мотивацию потребителей к переносу нагрузок на периоды низкой цены Микросети на основе плавающей стоимости энергии способны электроэнергии. эффективнее регулировать потребление электроэнергии, чем потребитель, принимающий решение о выборе режимов работы электроприемников на основании применяемых в настоящее время зонных тарифов. Поэтому более перспективным подходом к регулированию графика нагрузки является не фиксирование нескольких ступеней стоимости электроэнергии и установка многозонных приборов учета, а управление режимами электротехнических комплексов и систем потребителей на основе плавающей стоимости электроэнергии.

Возможность обработки информации в реальном режиме времени и выработки алгоритмов, позволяющих оптимизировать энергоснабжение в пределах каждой микросети, обеспечат блокчейн-технологии. По истечении определенных интервалов времени, например суток, на их основе будут проводиться финансовые взаиморасчеты между всеми участниками.

В перспективе по мере развития системы сбора и обработки информации для координации характера потребления с возможностями генерации и загруженностью линий электропередач целесообразно введение не скалярного, каковым является цена электроэнергии, а векторного управляющего параметра. Он должен содержать не только мгновенную информацию об издержках генерации и сетевой инфраструктуры по передаче электроэнергии, но и совокупность значений от каждого подключённого к сети электроприемника и генератора о величинах издержек в результате изменения на различных временных интервалах потребления или выработки электроэнергии.

Данный механизм будет способствовать как снижению издержек функционирования существующих тепловых и атомных электростанций в результате обеспечения их работы в оптимальных режимах, так и формированию совокупности потребителей, способных корректировать свой профиль потребления исходя из возможностей генерации, значительную долю в которой в перспективе займут ВИЭ. Пока их доля не достигнет 7–10 % в отечественной энергетике, задача повышения загрузки существующих мощностей, а не приведение потребления в соответствие к стохастическому графику

возобновляемых источников, является наиболее актуальной. Требования, предъявляемые к потребителям для максимизации КИУМ сегодняшних мощностей и для приема энергии от ВИЭ, имеют одинаковую природу. Поэтому развитие энергетики с активной ролью потребителя обеспечит повышение загрузки существующих мощностей, а по мере развития ВИЭ их интеграцию в энергосистему с минимальными издержками.

#### Список использованных источников

1. Нижегородцев, Р.М. Тенденции развития промышленно освоенных технологий возобновляемой энергетики: проблема ресурсных ограничений / Р.М. Нижегородцев, С.В. Ратнер // Теплоэнергетика. – 201.–№3. – С. 43–53.

2. Чернавский, С.Я. Успехи и неудачи реформирования российской энергетики / Открытый семинар УРАН ИНП «Экономические проблемы энергетического комплекса». – М: УРАН ИНП, 2015. –75 с.

3. Adapting market design to high shares of variable renewable energy / International Renewable Energy Agency, 2017. –168 p.

4. Tony Vassallo. Bottling Electricity: The Need for Energy Storage. Delta Electricity Chair in Sustainable Energy Development School of Chemical & Biomolecular Engineering University of Sydney. – AIE Sydney Branch. April 4, 2011. – URL: http://aie.org.au/Content/NavigationMenu/Events/PastEvents/.

5. Energy Storage – a cheaper and Cleaner Alternative to Natural Gas-Fired Peakers. – URL: https://www.ice-energy.com/wpcontent/uploads/2016/04/cesa peaker vs storage 2010 06 16.pdf.

6. New Energy Outlook. Bloomberg New Energy Finance, 2017. – URL: https://about.bnef.com/new-energy-outlook/.

7. Грачёв, И.Д. Взаимоувязка интересов потребителей и производителей энергии как вектор развития отечественной энергетики / И.Д. Грачёв, С.А. Некрасов // Национальные интересы. Приоритеты и безопасность. – 2015. – № 38. – С. 2–9.

8. Авдеев, В.А. Информационный банк «Черметэлектро» / А.В. Авдеев, Б.И. Кудрин, А.Е. Якимов.– М.: Электрика, 1995. – 400 с. – URL: http://www.kudrinbi.ru/public/10000/index.htm.

9. Забелло Е.П. Электрическая нагрузка энергосистемы. Выравнивание графика / Е.П. Забелло, А.Л. Гуртовцев // Новости электротехники. – 2008. – № 5, 6.

10. Мелентьев Л.А. Очерки истории отечественной энергетики. – М.: Наук, 1987. – 278 с.

# В.П. ПЕТРУШКЕВИЧ, В.В.ТОРОПОВА, А.В. РАДКЕВИЧ, В.В. САПЛИЦА, Н.И.ВОРОНИК

# Создание установки и переработка жидких радиоактивных отходов сложного химического состава

Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны НАН Беларуси Минск, Беларусь e-mail: vl.petr@sosny.bas-net.by

#### Введение

В докладе приведены результаты разработки эффективного способа очистки жидких радиоактивных отходов (ЖРО), образовавшихся в результате деятельности радиохимических лабораторий научного учреждения «ОИЭЯИ – Сосны», , создания установки по переработке ЖРО, очистки и кондиционирования ЖРО на созданной установке.

Область применения результатов работ – учреждения, работающие с источниками ионизирующих излучений, атомная энергетика и различные отрасли промышленности. Полученные результаты могут быть использованы при разработке технологий очистки и переработки ЖРО.

Цель работы – разработка эффективного способа очистки «исторических» жидких радиоактивных отходов, образовавшихся в результате деятельности радиохимических лабораторий института, и переработка накопленных ЖРО.

Для достижения поставленной цели были решены следующие задачи:

• создана установка по переработке ЖРО;

• разработана технология и технологическая схема переработки ЖРО на созданной установке;

• переработано 250 м<sup>3</sup> «исторических» ЖРО.

Основные требования к технологии переработки ЖРО:

• очистка до требуемых уровней;

• минимизация объёма отходов, направляемых на захоронение;

• использование энергосберегающих, в первую очередь, сорбционно-мембранных, методов переработки.

#### Характеристика установки переработки жидких радиоактивных отходов

Установка переработки жидких радиоактивных отходов (далее – (УП ЖРО) относится к области технологий обращения с радиоактивными отходами. УП ЖРО предназначена для переработки низкоактивных и среднеактивных жидких отходов, образовавшихся в радиохимических лабораториях научного учреждения «ОИЭЯИ – Сосны» в результате научно-исследовательских и опытно- конструкторских работ в 1980–1990 гг., а также ЖРО иного происхождения, близких по изотопному, химическому и дисперсному составам к вышеуказанным.

Выбор помещений для размещения УП ЖРО производился с учетом радиационной опасности данного объекта и выполнения требований НПА и ТНПА в области радиационной безопасности. При выборе помещений было учтено их проектное назначение, наличие коммуникаций и возможность использования существующего оборудования.

УП ЖРО состоит из блоков приёмки и временного хранения ЖРО, очистки и концентрирования ЖРО, отверждения (цементирования) РАО. Блок-схема данной установки представлена на рис. 1.

Блок приёмки и временного хранения ЖРО предназначен для приёмки, предварительной очистки, временного хранения и подачи ЖРО на блок очистки и концентрирования. Состав оборудования блока приёмки ЖРО приведен в табл. 1.

Общая характеристика УП ЖРО:

Количество одновременно подключаемых модулей	6
Используемые методы переработки ЖРО	Селективная сорбция, микрофильтрация, обратный осмос, ионный обмен
Перерабатываемые ЖРО	Низко- и среднеактивные, различного радиохимического и дисперсного состава
Режимы работы	Циклическии непрерывный (в режиме циркуляции)
Загрузка ЖРО, м <sup>3</sup>	
- в циклическом режиме	До 5
- в непрерывном	До 14
Основные конструкционные материалы	Нержавеющая сталь, полипропилен, поливинилхлорид
Производительность, м <sup>3</sup> /ч	0,3 - 1,0
Коэффициент очистки (объём вторичных радиоактивных отходов)	50-200 (0,5-2,0 %)
Типы вторичных радиоактивных отходов	Низко- или среднеактивные ТРО: сорбенты, иониты, картриджи фильтр- элементы; концентрированные ЖРО Листаниионный, вывод аналогового
Контроль за работой установки	(цифрового) сигнала;
Максимальное давление в установке, Мпа Максимальное давление в модуле обратного осмоса Мпа	местный (давление, расход) 0,45 1,2
Допустимый диапазон температуры исходных ЖРО, °С	1 - 40
Электропитание	380 В, 3,0 кВт 220 В, 3,0 кВт
Персонал	3 чел./смена



Рис. 1. Блок-схема процесса переработки и кондиционирования ЖРО

Наименование	Обозначение	Назначение
Заправочный шкаф	ШЗ-1	Подача ЖРО в бассейн поз. 2-1
Заправочный шкаф	ШЗ-2	Подача ЖРО в емкость хранения поз. 9
Ёмкость	7-1	Хранение ЖРО, $V = 10,0 \text{ м}^3$
Ёмкость	7-2	Приёмка сточных вод, $V = 10,0 \text{ м}^3$
Ёмкость	9	Приёмка ЖРО, V = 63,0 м <sup>3</sup>
Насос центробежный	Н	Подача ЖРО на установку переработки
Фильтр Cintropur NV32	ФТ	Фильтр тонкой очистки 5–20мк
Фильтр Cintropur NV50	Φ1	Фильтр тонкой очистки 5–20мк
Фильтр УПР.02.100	Φ2	Фильтр сетчатый 200 мк

# Таблица 1. Состав оборудования блока приёмки ЖРО

Таблица 2. Состав оборудования блока очистки и концентрирования ЖРО

Наименование	Обозначение	Назначение
Сорбционно-	СФ	Сорбционная очистка от радионуклидов кобальта
фильтрующий модуль	01	в различных формах
Микрофильтрационный	МФ	Микрофильтрационная очистка от
модуль	111 -	радионуклидов в мелкодисперсном состоянии
Модуль обратного	00	Удаление неорганических и низкомолекулярных
осмоса	00	органических соединений радионуклидов
	ИО	Удаление радионуклидов в катионной форме: ${}^{60}\mathrm{Co}^{2+}, {}^{85,90}\mathrm{Sr}^{2+}, {}^{63}\mathrm{Ni}^{2+}$ и т.д.
Ионообменные модули:	ФСД	Удаление радионуклидов в катионной и анионной форме: ${}^{60}Co(Lg^*)_n{}^{(2-n)-}$ , ${}^{85,90}Sr^{2+}$ , ${}^{63}Ni^{2+}$ и
		т.д.

Бассейны:	2-1 2-2	Сбор и хранение очищенной воды, V = 14 м3
Ёмкости:	E2	Промежуточная технологическая ёмкость для распределения ЖРО и очищенной воды, V = 5 м <sup>3</sup>
	3	Сбор концентрата ЖРО после ОО
Насосы центробежные:	7	Подача ЖРО на переработку из бассейна 2-1
	9	Подача ЖРО на переработку из емкости 2
	10	Выдача концентрата ЖРО из ёмкости 3
Шкаф управления ПК1038.00.00.000	ШУ	Управление электрооборудованием, контроль и сигнализация
Шкаф управления ПК1038.00.0000	ПУ	Управление, контроль и сигнализация, выбор технологических режимов

\*Lg – анион-комплексообразователь

Основная часть УП ЖРО – блок очистки и концентрирования ЖРО – построена по модульному принципу. В составе блока находится 5 модулей, в каждом из которых реализуется определенный физико-химический метод переработки ЖРО.

Модульный принцип построения позволяет производить выбор различных вариантов переработки ЖРО, а также замену модулей без нарушения целостности УП ЖРО

В блоке очистки и концентрирования ЖРО использована часть существующей системы водоочистки, как одного из модулей УП ЖРО.

Состав оборудования блока очистки и концентрирования ЖРО приведен в табл. 2.

Блок отверждения (цементирования) РАО предназначен для перевода в твердое агрегатное состояние образующегося после очистки концентрата ЖРО и ТРО путём иммобилизации в цементную матрицу, либо другими методами, предусмотренными технологическими регламентами.

# Технологический процесс переработки РАО

# 1. Методы переработки ЖРО на установке.

Метод переработки ЖРО – совокупность физико-химических процессов, обеспечивающих задержание и концентрирование радионуклидов с образованием вторичных РАО, реализованная в отдельном технологическом модуле.

В установке используются следующие методы переработки ЖРО (рис. 1): селективная сорбция (I), микрофильтрация (II), обратный осмос (III), ионный обмен (IV,V). Выбор конкретного технологического метода осуществляется на основании полученных данных о дисперсном и радиохимическом составе ЖРО.

#### 2. Режимы переработки ЖРО на установке.

Технологический режим переработки ЖРО – условия эксплуатации установки с учётом периодичности/непрерывности работы и максимального объёма одновременно перерабатываемых ЖРО. На установке предусмотрено 3 технологических режима: периодический 5 м<sup>3</sup>, непрерывный 5 м<sup>3</sup>, непрерывный 14 м<sup>3</sup>.

#### 3. Технологические линии переработки ЖРО на установке.

Технологическая линия переработки ЖРО – последовательность выполнения технологических операций на установке при заданных методах и технологическом

режиме переработки ЖРО. Технологические линии включают в себя следующие операции:

- подача ЖРО в систему очистки;
- дозирование реагентов (при необходимости);

• последовательное использование одного или нескольких методов переработки ЖРО;

• контроль качества очищенных ЖРО;

• принятие решения о направлении очищенных ЖРО либо на дальнейшую очистку, либо в ёмкость очищенной воды.

При переработке и кондиционировании ЖРО на установке обеспечивается возможность выполнения следующих технологических операций:

- входной контроль ЖРО в транспортной емкости;
- отделение механических примесей фильтром тонкой очистки (ФТ);
- приёмка ЖРО в ёмкость 2-1 из транспортной ёмкости;
- отбор проб ЖРО из ёмкости 2-1 и различных участков установки;
- проведение дисперсного и радиохимического анализа ЖРО;

• выбор используемых методов, технологического режима и технологической линии;

• выбор точки дозирования (ёмкость 2-1 или Е2) и расчёт количества добавляемых реагентов;

• дозирование реагентов в ёмкость 2-1 или Е2;

• прохождение ЖРО через установку согласно выбранной технологической линии (происходит задержание и концентрирование радионуклидов в модулях: сорбционно-фильтрующем (СФ), микрофильтрационном (МФ), обратноосмотическом (ОО), ионообменныхх (ИО) и (ФСД));

• контроль качества очищенных ЖРО (отбор проб очищенных ЖРО из ёмкости Е2 и проведение анализа на содержание радионуклидов);

• прохождение ЖРО через установку согласно выбранной технологической схеме;

• принятие решения о дальнейшей переработке ЖРО либо о перекачке очищенных ЖРО (далее – очищенной воды) в ёмкость 2-2;

- перекачка очищенной воды из ёмкости E2 в 2-2;
- контроль качества очищенной воды в ёмкости 2-2;

• принятие решение о сливе очищенной воды во внешнюю канализационную сеть;

• замена отработанных фильтр-элементов в модулях очистки ЖРО;

- цементирование образовавшихся ТРО и концентрированных ЖРО;
- сдача отверждённых РАО на хранение.

4. Ввод в эксплуатацию и выполненные объёмы переработки ЖРО.

Установка переработки ЖРО принята в эксплуатацию 27.12.2010.

Блок-схема процесса переработки и кондиционирования ЖРО приведена на рис. 2

В 2011 г. проведены испытания технологических систем установки с переработкой 51,2 м<sup>3</sup> низкоактивных ЖРО из резервуаров радиохимической лаборатории, в 2013 г. на установке переработаны ЖРО общим объёмом 192,6 м<sup>3</sup> из этих резервуаров.

В результате переработки ЖРО из резервуаров радиохимической лаборатории получены техническая вода (243,8 м<sup>3</sup>) и твёрдые радиоактивные отходы (767 кг):

техническая вода слита в коммунальные сети хозяйственно-бытовой канализации с соблюдением требований нормативно-правовых документов;

твёрдые радиоактивные отходы сданы (151 кг) и подготовлены к сдаче (616 кг) на хранение на УП «Экорес» в соответствии с требованиями ОСП-2002, СПОРО-2005.

В 2014 г. на УП ЖРО переработаны жидкие радиоактивные отходы СЗАО «Изотопные технологии» общим объёмом 0,164м<sup>3</sup>, в том числе:

объёмом 0,089 м<sup>3</sup> – поглотительные и промывочные растворы, исходная удельная активность –  $1,5 \cdot 10^4$  Бк/дм<sup>3</sup> (<sup>109</sup>Cd);

объёмом 0,075 м<sup>3</sup> – химический раствор, исходная удельная активность – 1,2·10<sup>3</sup> Бк/дм<sup>3</sup> (<sup>60</sup>Со).

В результате переработки получено 0,164 м<sup>3</sup> технической воды и 3,1 кг радиоактивных отходов (ионообменные смолы).

Анализ данных, полученных при проведении переработки жидких радиоактивных отходов, и сравнение с расчётами и установленными референтными (контрольными) уровнями показали, что требования по обеспечению радиационной безопасности при проведении работ в помещениях УП ЖРО выполняются в полном объёме.

Установленные основные пределы доз и допустимые уровни облучения персонала, контрольные уровни по сбросу радиоактивных изотопов не превышены.

3. Характеристика сбросов, возникающих в технологическом процессе переработки.

В результате переработки жидких радиоактивных отходов на УП ЖРО образуется техническая (очищенная) вода. Критерий для сброса очищенной воды установлен в соответствии с санитарными нормами и правилами [1], пунктом 16 (не более чем 10-кратное превышение значения референтного уровня содержания радионуклида в питьевой воде), приведённым в приложении 9 к гигиеническому нормативу [2].

Сброс производится после оформления акта на слив очищенной воды в соответствии с требованиями вышеуказанных санитарных норм и правил.



Рис. 2. Блок-схема процесса переработки и кондиционирования ЖРО: сплошные линии – логическое «и»; пунктирные – «или»

#### 3. Характеристика спецстоков системы спецканализации.

Система спецканализации предназначена для сбора и перемещения спецстоков из трапов специальных помещений, санпропускников, саншлюзов и помещений размещения УП ЖРО.

Слив спецстоков из помещений через систему трубопроводов и трапов направляется непосредственно в зумпф № 1 системы спецканализации здания. При приближении уровня в зумпфе № 1 к верхнему электроду сигнализатора ЭРСУ-3 (уровень 800 мм) производится отбор пробы спецстоков для радиационного контроля. По результатам измерений, зарегистрированных в протоколах испытаний, принимается решение о сбросе спецстоков в хозяйственно-бытовую канализацию.

Сброс производится после оформления акта на слив очищенной воды в соответствии с требованиями вышеуказанных санитарных норм и правил [1,2].

Спецстоки из зумпфа № 1, в которых удельная активность содержащихся в них радионуклидов более чем в 10 раз превышает значения референтных уровней, приведённых в приложении 9 гигиенического норматива [2], относятся к ЖРО и направляются в ёмкость их временного хранения для последующей переработки.

#### Результаты выполнения работ

Разработана технология переработки «исторических» ЖРО:

проведены радиохимический и дисперсный анализы ЖРО;

разработаны и протестированы методы переработки ЖРО;

разработана технологическая схема переработки ЖРО;

созданы новый сорбционный материал и микрофильтрационная мембрана для модулей переработки ЖРО.

Создана установка переработки УП ЖРО (разработана документация; произведены закупка комплектующих, монтаж и пусконаладка), которая введена в эксплуатацию.

Согласно выбранной технологической схеме происходят задержание и концентрирование радионуклидов в сорбционно-фильтрующем, микрофильтрационном, обратноосмотическом, ионообменных модулях. Контроль качества очищенных ЖРО показал, что достигается требуемая степень очистки.

Переработаны ЖРО объемом 250 м<sup>3</sup>, испытаны модули УП ЖРО в составе 5 технологических линий. Коэффициент очистки составил от 10<sup>1</sup> до 10<sup>3</sup>.

Содержание радионуклидов в очищенной воде соответствует требованиям санитарных норм и правил [1,2].

Получено ~ 689 кг вторичных ТРО, суммарное сокращение объёма РАО составило3,6·10<sup>2</sup>.

#### Список использованных источников

1. Требования к обеспечению радиационной безопасности персонала и населения при обращении с радиоактивными отходами: санитарные нормы и правила. – Утв. Постановлением Министерства здравоохранения Респ. Беларусь от 31.12.2015. № 142.

2. Критерии оценки радиационного воздействия: гигиенический норматив. – Утв. Постановлением Министерства здравоохранения Респ. Беларусь от 28.12.2012 № 213, введ. 01.01.2013.

# СОЛОВЬЕВ В.Н., ПЛЕЩАНКОВ И.Г., КОРБУТ В.И., ЛЕВЧУК А.С., КУЗЬМИНА Н.Д., ФОКИНА Г.И.

# О ВЛИЯНИИ ТОПЛИВНЫХ И МИНЕРАЛЬНЫХ ДОБАВОК НА ЭМИССИЮ <sup>137</sup>СS ПРИ СЖИГАНИИ ЗАГРЯЗНЕННОГО РАДИОНУКЛИДАМИ ДРЕВЕСНОГО ТОПЛИВА

# Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны НАН Беларуси, Минск, Беларусь e-mail: solov@sosny.bas-net.by

#### Введение

Ввод в эксплуатацию в Беларуси современных котельных установок ТЭЦ и промышленных котельных на местных видах топлива (MBT) и биотопливе с высокоэффективным оборудованием и многоступенчатыми системами газоочистки создал проблему формирования в топочных устройствах и улавливания в фильтрах тонкодисперсной золы с высокими коэффициентами концентрирования <sup>137</sup>Cs и с удельной активностью уровня радиоактивных отходов (PAO). Так, при сжигании древесного топлива в слое с нормативным содержанием <sup>137</sup>Cs получено концентрирование радионуклида в золе подовой до ~ 30 раз; в тонкодисперсных фракциях золы уноса (фильтрационная зола) – до 300 раз.

Концентрирование <sup>137</sup>Cs в фильтрационной золе приводит к вероятности образования зольных РАО с эффектом дополнительного облучения персонала, загрязнения оборудования и воздействия на население и окружающую среду. Использование смесевых топливных композиций и добавок сорбентов в топливо может приводить к образованию в подовой золе нелетучих соединений <sup>137</sup>Cs и тем самым снижать его вынос с дымовыми газами.

Для изучения влияния топливных и минеральных добавок на эмиссию <sup>137</sup>Cs при сжигании загрязненного радионуклидами древесного топлива были проведены лабораторные исследования по сжиганию древесного топлива с добавками глины, сланцев и торфа. В дальнейшем исследования были проведены в промышленных условиях на котле ВОЕ ТОЕ типовой ТЭЦ при работе на древесной щепе и на смеси древесная щепа – торфобрикет.

# Лабораторное исследование уноса <sup>137</sup>Сs при сжигании топливных композиций с природными минеральными и топливными добавками в качестве сорбентов

Программа лабораторных исследований включала сжигание:

древесных опилок без добавок влажностью 9,5 %, зольностью на сухую массу 0,47%, удельной активностью до 210±50 Бк/кг;

древесной щепы без добавок влажностью 15,7–22,6 %, зольностью на сухую массу 1,2 %, удельной активностью до 70±17 Бк/кг;

щепы с торфобрикетом (15–30 мас. %) влажностью 17,0 %, зольностью на сухую массу 14,7 %, удельной активностью 26±6 Бк/кг;

древесных опилок (щепы) с добавкой сланцев Туровского месторождения (2,3–9,1 мас. %) влажностью 2,8 %, зольностью на сухую массу 80,7 %, удельной активностью 15±3,2 Бк/кг;

древесной щепы с добавкой глины (0,7–1,0 мас. %), удельной активностью 0,0 Бк/кг.

Схема лабораторной установки для термической обработки образцов различных видов топлива включала: муфельную печь; золосборник; колосниковую решетку в виде изогнутого перфорированного листа; побудитель расхода воздуха; расходомер; термопары для измерения температуры пламени и температуры горения в слое топлива на решетке; аспирационный заборник дымовых газов; фильтр; дымосос.

Температура в печи – 790–830 °С, избыток воздуха – 1,4–1,6, длительность опытов – 1,5–2,1 ч. Количество экспериментов – 19.

Смесь топлива с сорбентом сжигалась при тех же условиях, что и топливо без сорбента. По известной удельной активности  $^{137}$ Cs в топливе и полученной золе оценивался баланс содержания радионуклида, то есть степень уноса  $^{137}$ Cs с летучей золой. Оценивалось влияние внесенного сорбента на вынос  $^{137}$ Cs с дымовыми газами. Погрешность единичного опыта оценивалась с учетом измерений активностей в опыте, результаты серии – с учетом количества сожженных проб.

В случае сравнительно невысокой зольности исходного топлива (например, древесины) для равномерного распределения сорбента в объеме (на поверхности) такого топлива применялся способ предварительного эмульгирования сорбента в жидкости с последующим орошением топлива эмульсией и высушиванием его на воздухе до воздушно-сухого состояния.

Эмиссия  $^{137}$ Cs с дымовыми газами рассчитывалась на основе материального баланса. С учетом значительных погрешностей измерений удельной активности  $^{137}$ Cs в топливе и золе значения уноса оценивались как по средним значениям, так и в виде диапазонов достоверных значений (с вероятностью 95 %). Результаты исследований по влиянию топливных композиций и сорбционных добавок в топливо на эмиссию  $^{137}$ Cs с дымовыми газами показаны на рис. 1.

Полученные в экспериментах доли выноса <sup>137</sup>Cs с дымовыми газами с учетом погрешностей измерений (интервалы с вероятностью 95 %) указывают на влияние добавок в древесное топливо торфа, глины и сланцев на эмиссию <sup>137</sup>Cs с дымовыми газами.

Добавки сланцев в древесное топливо снижают унос <sup>137</sup>Cs с дымовыми газами в большей степени, чем добавки торфа. Влияние глины также заметно на эмиссию, однако для количественной оценки требуются дополнительные опыты.

Данные исследования подтвердили снижение эмиссии <sup>137</sup>Cs с дымовыми газами при слоевом сжигании древесной щепы с добавками сорбентов и смеси древесного топлива с торфом (торфобрикетом).





216


Рис. 1. Доля выноса <sup>137</sup>Cs с дымовыми газами (интервалы истинного значения с вероятностью 95 %)

# Промышленные исследования уноса <sup>137</sup>Сs при сжигании местных видов топлива и топливных композиций

Исследования были проведены на типовой ТЭЦ в Гомельской области на котлах слоевого сжигания ВОЕ ТОЕ фирмы «Polytechnik» (Австрия) производительностью 12 т пара/ч с электротурбогенерацией в цикле ORSA (Италия). Котлы оборудованы топочными камерами с наклонно-переталкивающими колосниковыми решетками, системой позонного ввода первичного воздуха и ступенчатой системой подачи вторичного воздуха.

Уходящие из топочного устройства дымовые газы проходят через теплообменники, экономайзер, мультициклон, подогреватели воздуха и электрофильтр. Основная масса золы удаляется из пода топки котла, экономайзера, мультициклона и подогревателя воздуха в контейнеры золы, расположенные на отдельной площадке рядом со зданием котельной. Зола, уловленная в электрофильтрах, подается в отдельный контейнер.

Исследования проводились при сжигании:

древесной щепы без добавок – контрольные опыты;

топливной смеси: древесная щепа (85 мас. %) – торфобрикет (15 мас. %).

Изучение радиационных характеристик включало:

измерение мощности дозы гамма-излучения в котельной;

отборы проб топлива, подовой и фильтрационной золы с определением влажности, зольности и удельной активности <sup>137</sup>Cs в пробах;

фиксацию параметров режима работы котла, измеренных штатными приборами котельной.

Отбор проб топлива проводился из системы топливоподачи на входе в котел в процессе равномерной подачи топлива в топку согласно ГОСТ Р 54187-2010 [1].

Отбор проб зольных отходов из контейнеров сбора золы проводился с учетом рекомендаций РД 34.09.603-88 и МОПр.МН 01-98 [2, 3].

Длительность опытов составила 14 сут: 7 сут сжигалась щепа и 7 сут – топливная смесь. Продолжительность каждого опыта с отбором проб составляла 4 ч. В течение исследуемого периода работы котла фиксировались показания штатных приборов котельной (не менее 2 раз в час).

Максимальная температура в топке котла изменялась в диапазоне 600-800 °С.

Опыты проведены при стабильно низком содержании <sup>137</sup>Cs в сжигаемом топливе. Результаты проведенных испытаний представлены в табл. и на рис. 2.

Наблюдался рост мощности дозы гамма-излучения вблизи золосборников котла в течение всего эксперимента, связанный с накоплением зольных отходов в контейнерах. Таблица. Результаты анализа проб топлива и золы котла за период опытов

Дата	Наименование	Уд. активность	Влажность	Зольность
	пробы	<sup>137</sup> Сs±неопределенность,	топлива,	сухого
		Бк/кг	%	топлива,
				%
14.08.16	Древесная щепа	67±16	11,7	1,7
	Зола э/фильтра	$(2,8\pm0,6)\cdot10^4$	-	-
	Зола подовая	$(2,6\pm0,6)\cdot10^3$	-	-
17.08.16	Древесная щепа	31±7	11,5	1,1
	Торфобрикет	11±3	15,6	22,7
	Зола э/фильтра	$(1,9\pm0,4)\cdot10^4$	-	-
	Зола подовая	$(1,6\pm0,4)\cdot10^3$	-	—
21.08.16	Древесная щепа	47±11	12,4	2,4
	Торфобрикет	20±5	15,5	19,3
	Зола э/фильтра	$(8,8\pm2,1)\cdot10^3$	-	_
	Зола подовая	$(7,8\pm2,0)\cdot10^2$	_	_



Рис. 2. Результаты исследований сжигания топливных смесей древесная щепа – торфобрикет на котельных установках ВОЕ ТОЕ: Азп – зола подовая; Азл – зола летучая (зола электрофильтра); 14.08.2016 – работа котла на топливной щепе;
17.08.2016 – переход на сжигание топливной смеси щепы и торфобрикета; 21.08.2016 – длительная работа котла на топливной смеси.

Заметно отличие содержания <sup>137</sup>Cs в подовой золе и в золе электрофильтра в режиме от 14.08.2016 при сжигании древесной щепы в сравнении с режимом от 21.08.2016 при длительной работе котельной установки на топливной смеси: щепа (85 мас. %) и

торфобрикет (15 мас. %). При доле торфобрикета в смесевом топливе 15 мас. % получено снижение удельной активности <sup>137</sup>Cs в подовой золе примерно в 3 раза, и в золе уноса – примерно в 3,5 раза.

Режим 17.08.2016 является переходным и характеризует некоторую инерционность (запаздывание результата) при переходе на сжигание другого вида топлива.

Коэффициент концентрирования <sup>137</sup>Cs в золе рассчитывался по средним значениям удельных активностей <sup>137</sup>Cs в топливе и золе.

Анализ изменения коэффициента концентрирования К = Аз / Ат в зависимости от зольности сжигаемого топлива Zt (рис. 3 и 4) показал определяющее влияние зольности топлива на данный показатель. Влияние сорбционных эффектов находится в области погрешности измерений и обобщения.



Рис. 3. Изменение коэффициента концентрирования <sup>137</sup>Cs в фильтрационной золе  $K = A_{3\pi}/A_T$  в зависимости от зольности топлива Z, %



Рис. 4. Изменение коэффициента концентрирования <sup>137</sup> Cs в подовой золе  $K = A_{3\pi}/A_T$  в зависимости от зольности топлива Z, %

#### Выводы

При сжигании древесного топлива в лабораторных условиях и с добавками глины, сланцев и торфа получено устойчивое снижение доли выноса <sup>137</sup>Cs с дымовыми газами для смесей. Добавки глины или сланцев в древесное топливо снижают унос <sup>137</sup>Cs с дымовыми газами в большей степени, чем добавки торфа.

Исследования в промышленных условиях на котле ВОЕ ТОЕ подтвердили эффективность сжигания топливных композиций для снижения риска образования радиоактивных зольных отходов, в том числе фильтрационных зольных отходов с активностью выше 10 Бк/г по <sup>137</sup>Cs. При доле торфобрикета в смесевом топливе ~ 15 мас. % получено снижение удельной активности <sup>137</sup>Cs в подовой золе примерно в 3 раза, в золе уноса – примерно в 3,5 раза.

Экспериментально установлена зависимость коэффициента концентрирования  $^{137}$ Cs в подовой и фильтрационной золе от зольности топлива. Анализ коэффициента концентрирования K = A3y /AT в зависимости от зольности сжигаемого топлива ZT показал определяющее влияние зольности топлива на данный показатель.

На основании результатов работы разработаны рекомендации, направленные на снижение вероятности образования зольных РАО при сжигании в котлах типа ВОЕ ТОЕ биотоплива в смеси с торфобрикетом.

Исследования проведены в рамках задания ГПНИ «Энергетические системы, процессы и технологии», гранта РФФИ – БФФИ%; опыты в промышленных условиях – по хозяйственным договорам с предприятием энергетики на МВТ.

#### Список использованных источников

1 Биотопливо твердое. Отбор проб. Общие требования: ГОСТ Р 54187-2010 (CEN/TS 14779-2005). – Введ. 01.07.12. – М.: Госстандарт, 2012. – 12 с.

2 Методические указания по организации контроля состава и свойства золы и шлаков, отпускаемых потребителям тепловыми электростанциями: РД 34.09.603-88. – М: ВТИ им. Ф.Э. Дзержинского, 1988.

3 Методика отбора проб сточных вод и их осадков, твердых бытовых отходов, зольных отходов и уличного смета для определения содержания в них радионуклидов: МОПр.МН 01-98. – Аттестат аккредитации от 21.02.2014 № ВҮ / 112 02/2/1560.

### Н.И. ВАСИЛЬЕВ, М.Л. ЖЕМЖУРОВ

## ИССЛЕДОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ ОЧИСТКИ ЖИДКИХ ОТХОДОВ, ЗАГРЯЗНЕННЫХ СОЛЕВЫМИ РАСТВОРАМИ МЕТОДОМ ЦЕНТРОБЕЖНО-ВИХРЕВОЙ СЕПАРАЦИИ

## Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны НАН Беларуси Минск, Беларусь

Из физико-химических методов разделения смесей веществ широкое применение как в лабораторной практике, так и в промышленности находят дистилляционные методы, основанные на использовании фазового перехода жидкость – пар.

Дистилляционные методы включают в себя различные варианты: простой перегонки, ректификации, молекулярной дистилляции, термодистилляции, выпарных вихревых аппаратов и кавитационных парогенераторов.

Выпарной метод является универсальным методом очистки жидких радиационных отходов (ЖРО), дающим высокий коэффициент очистки 10<sup>3</sup>–10<sup>6</sup> по отношению к концентрату не требует затрат на реагенты, а кубовый остаток после дистилляции имеет минимальный объем по сравнению с другими методами [1–3].

В выпарных кавитационных парогенераторах получение тепловой энергии от эффекта кавитации основано на полезном использовании явления выделения тепловой энергии при дисковом трении и кавитации в жидкости.

Получение сухого пара в вихревом кавитационном парогенераторе осуществляется за один проход воды с любой начальной температурой без предварительного подогрева и химической водоподготовки.

В полости между статором и вихревыми колесами происходит начальная стадия образования вихревых потоков жидкости. Так как вихревое поле занимает все междисковое пространство, то и кавитационное поле занимает ту же область, находясь внутри вихрей. Внутри вихря образуется область разрежения, в которой происходит возникновение кавитационных пузырьков (пустоты), внутри которых идет процесс парообразования. Причем идет он при температуре гораздо ниже 100 °C (около 70 – 80 °C), за счет этого экономится значительное количество энергии.

Принципиальная схема разработанной парогенераторной установки для очистки ЖРО представлена на рис. 1.



Рис. 1. Принципиальная схема установки по очистке ЖРО и снимок парогенератора с приводом

На рис.1 приведены следующие обозначения: 1 – парогенератор; 2,2а – вихревые колеса: 3 – электропривод; 4 –вентиль слива конденсата; 5 – центробежный сепаратор пара; 6 – расходомер пара; 7 – контрольный дистиллятосборник; 8 – емкость с загрязненной жидкостью; 9 – конденсатор; 10 – датчик электропроводности CR; 11 – датчик водородного показателя Ph; 12 – панель оператора; 13 – преобразователь частоты; 14 – насос; 15 – магнитная ловушка; 16 – вентиль сброса отстоя; 17–уровнемер; 18 – емкость контроля проб.

Работа установки по очистке ЖРО. Загрязненная жидкость, предназначенная для очистки, находится в емкости 8 (рис. 1). Конусообразное днище емкости 8 используется для сбора и удаления различных механических примесей (отстой). Объем емкости составляет 110 л.

Забор жидкости для дальнейшей очистки производится из нижней части емкости, но выше днища на 15 см.

Загрязненная жидкость, предназначенная для очистки, подается насосом 14 на вход парогенератора 1 при открытых вентилях: ВН, ВН2, ВН3, ВН4, ВН5, ВН6, а вентиль ВН18 закрыт.

После включения электропривода 3 с преобразователем частоты 13 (рис.1) происходит закрутка потока жидкости в парогенераторе 1. В полости между средним промежуточным диском и вихревыми колесами 2 и 2а, а также между покрывными дисками 1 происходит начальная стадия образования вихревых потоков жидкости.

Под действием градиента давления, возникающего в результате вращения парожидкостной смеси, жидкость, как более тяжелая, отбрасывается к радиальной стенке парогенератора, а пузырьки пара, как более легкие, выталкиваются к оси со скоростью 10–20 м/с, где собираются в центральной части парогенератора, образуя паровую зону [3].

В результате воздействия двух факторов (вихревого и кавитационного) происходят выделение тепловой энергии и нагрев жидкости.

В зоне зазора между вихревыми колесами 2,2а и в промежуточном диске с двух сторон, а также между верхним и нижним покрывными дисками (рис. 1) и средним промежуточным диском образуется кольцеобразный слой воды, который уравновешивается, с одной стороны, входным давлением воды, с другой – силами инерции энергии вращающейся жидкости.

Разогрев жидкости в проточной части парогенератора до температуры 80–100 <sup>0</sup>С и появления парожидкостной смеси происходит через 2–3 мин после запуска парогенератора при оборотах ротора 2000–3500 об./мин.

Достижение вышеупомянутых параметров осуществляется изменением (подбором) оборотов ротора парогенератора 1 частотомером 13. Обороты центробежно-вихревого колеса регулируются электроприводом 3 за счет изменения частоты фазного регулятора 4 (инвертор на 55кВт) от 20 до 400 Гц.

Пар из паровой зоны парогенератора (рис.1) поступает в центробежный сепаратор пара 5 с осевым подводом пара для окончательной осушки.

Основными элементами центробежного сепаратора пара являются внешний цилиндрический корпус сепаратора 1, выполненный из оргстекла и перфорированной цилиндрической трубы 2.

В нижней части сепаратора пара смонтирован вентиль 4 для слива конденсата.



Рис. 2. Осевой центробежный сепаратор пара: 1– корпус сепаратора пара; 2 – перфорированная цилиндрический труба; 3 – центробежные завихрители; 4 – вентиль слива конденсата

Перфорация корпуса сепаратора выполнена с цилиндрическими отверстиями диаметром 2, 4 и 6 мм. Непосредственно после завихрителя перфорация имеет диаметр 6 мм, далее – 4 и 2 мм по ходу пара.

Пар с остатками мелких капель, подводимый с нижнего торца сепаратора, закручивается на центробежном сепараторе 5 (рис. 2).

В результате закрутки пара мельчайшие капли воды и конденсата под действием поля центробежных сил отжимаются к стенке перфорированного цилиндрического патрубка 2 и через перфорацию удаляются в кольцевой зазор между стенками центробежного сепаратора 2 и цилиндрическим корпусом сепаратора 1 (рис. 2) и далее в парогенератор.

Отсепарированные мелкие капли жидкости в центробежном сепараторе сливаются обратно в парогенератор через сливной патрубок поз. 4 (рис. 1) в область жидких загрязненных отходов.

После конечной сепарации в центробежном сепараторе пар поступает в охладитель конденсата 7 для контроля степени очистки загрязненных отходов. Конденсация пара осуществляется за счет охлаждения протоком холодной загрязненной жидкости из емкости 8 насосом 14 в парогенератор на очистку.

Определение параметров пара и дистиллята осуществляется в контрольном конденсаторе пара 7 по двум критериям, а именно: электропроводности CR-11 и водородному показателю pH-12.

Загрязненная жидкость считается очищенной, если электропроводность составляет 0,04 мкСм/см, а водородный показатель pH – в пределах 6,5–7,5 единиц.

После достижения заданных условий степени очистки загрязненной жидкости по вышеупомянутым параметрам открывается вентиль ВН8, а вентиль ВН7 закрывается, и пар поступает в конденсатор 9. Далее установка работает в штатном режиме по очистке загрязненной жидкости.

Очищенная жидкость (конденсат) из конденсатосборника 9 поступает в емкость для хранения или сбрасывается в канализацию.

После остановки установки загрязненная жидкость из парогенератора сливается в отдельную емкость для жидких загрязненных отходов.

Для отвода влажных загрязнений предусмотрены отстойник с магнитной ловушкой 15 и вентиль 16 для сброса отстоя из парогенератора.

Иловый осадок с твердыми вкраплениями вытесняется за счет центробежных сил на периферию парогенератора и далее в отстойник магнитной ловушки 15. При попадании окислов железа во внутреннюю полость магнитной ловушки последние прилипают к ее стенке.

Температура, давление, состав пара в парогенераторе и сепараторе пара, а также в подогревателе и конденсаторе замеряются датчиками и фиксируются на панели оператора и компьютере в режиме реального времени

Схемы управления и контроля очистки ЖРО программно-техническим комплексом. Для определения параметров пара и дистиллята разработан программнотехнический комплекс на базе промышленного программируемого контроллера ОМРОН с панелью оператора (V808iSD), предназначенный для оперативного контроля и управления системой очистки загрязненных жидкостей и позволяющий отображать текущие параметры системы в виде графиков, таблиц, мнемосхем [3].

Схема управления и контроля данного комплекса представлена на рис. 3 и состоит из панели оператора марки (V808iSD) с программируемым контроллером ОМРОН и приборов, датчиков электропроводности CR и водородного показателя pH.



Рис. 3. Схема управления и контроля очистки ЖРО

На рис. 4 показан пульт управления установки с панелью оператора (ПО), с которой происходит выдача исходных данных на регулятор частоты 4 и привод парогенератора 3, а также электронасос 13, который регулирует подачу жидкости в парогенератор и, как следствие, выход пара.

Также панелью оператора марки WEINTEK – V808iSD ведется постоянный сбор данных и запись в базе данных последнего. Операторские панели Weintek применяются в составе оборудования как средство управления, отображения и ввода информации. Панель оператора работает в паре с контроллером.



Рис.4. Пульт управления установки очистки загрязненных отходов

Датчики электропроводности CR в правом углу ПО, а водородного показателя pH в левом подключаются к электросети установки (рис. 3) и далее к контроллеру панели оператора. Показания датчиков электропроводности CR и водородного показателя pH можно наблюдать как на вторичных приборах JAMO AQUIS 500 CR и JAMO AQUIS 500 pH, так и на ПО (рис. 4).

Показания датчиков фиксировалась на ПО в виде графиков и таблиц и записывались в памяти последней в реальном режиме времени (рис.5 и 6).



Рис. 5. Диаграмма выхода на режим сухого пара по оборотам ротора двигателя и его мощности



Рис. 6. Диаграмма температурного режим выхода на состояния влажного пара

Общий вид мнемосхемы гидравлической части установки для очистки жидких отходов, а также графики процессов очистки представлены на рис 7.

Управление и контроль отбора проб при очистке ЖРО осуществляются с панели оператора через программируемый контроллер.

Управление оборотами двигателя осуществляется инвертором ТЕСО 7300 CV 75HP 55kW за счет изменения частоты напряжения, подаваемой на двигатель.

Связь организована по интерфейсу RS485 и заведена на СОМЗ панели (рис. 4 и 7).

Запуск инвертора и привода парогенератора осуществляется кнопкой пуск/стоп на панели оператора (рис. 7). После запуска привода парогенератора можно менять частоту напряжения, подаваемую на двигатель двумя способами:

вводя непосредственно частоту в поле, обведенное красным прямоугольником на всплывающей клавиатуре, как указано ниже на рис. 7;

или передвигая ползунок в нижнем левом углу панели оператора программируемого логического контроллера.



Рис. 7. Отображение мнемосхемы установки (а) и параметров выхода на рабочий режим (б) на панели оператора Weintek

Текущая частота вращения двигателя отображается на графике рядом с ползунком в нижнем левом углу панели оператора.

Заключение. Испытания парогенератора проводились с различными типами специально загрязненной жидкости, а именно хлористым натрием NaCl (пищевая соль) и гидрокарбонатом натрия NaHCO3 (питьевая сода).

Определение параметров пара и дистиллята осуществляется в контрольном конденсаторе пара 7 по двум критериям: электропроводности CR и водородному показателю pH.

Степень очистки загрязненных жидких отходов определялась по анализам конденсата на электропроводность CR и водородный показатель pH и сравнивались с лабораторным дистиллятом:

а) электропроводность лабораторного дистиллята составляла 0,04 мкСм/см;

б) электропроводность подаваемого на очистку слабого солевого раствора – 5,3–5,5 мкСм/см;

в) электропроводность отобранного конденсата – 0,05 мкСм/см;

г) водородный показатель рН конденсата колебался в пределах 6,5–7,5 единиц.

## Список используемых источников

1. Сепарационные устройства АЭС / А.Г. Агеев [и др.]. – М., 1982. –169 с.

2. Белоконова А.Ф. Водно-химические режимы тепловых электростанций.-

М.: Энергоиздат, 1985. – 104 с.

3. Васильев, Н.И. Технология очистки жидких радиоактивных отходов методом гидродинамического парогенератора / Н.И. Васильев, М.Л. Жемжуро, А.Н. Васильев. – Минск, 2008.– 24 с.– (Препринт / НАН Беларуси. Объед ин–т энергет. и ядер. исслед. – Сосны; ОИЭЯИ – 32).

В. А. БЕГЛАРЯН					
НЕДОПУСТИМОСТЬ УСТАНОВКИ СВЕЖЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА					
ПРОИЗВОДСТВА WESTINGHOUSE В РЕАКТОРЫ ТИПА ВВЭР РОССИЙСКОГО /					
СОВЕТСКОГО ПРОИЗВОДСТВА БЕЗ ГЛУБОКОЙ МОДЕРНИЗАЦИИ ТВС-W					
(ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩЕЙ СБОРКИ WESTINGHOUSE)	3				
К.В. ГУСАК, И.В. ЖУК, А.А. САФРОНОВА, М.К. КИЕВЕЦ					
ОПРЕДЕЛЕНИЕ ПАРАМЕТРОВ ДЕЙТРОННЫХ ПУЧКОВ					
С ПОМОЩЬЮ МЕТОДА ТТДЯ	6				
В.А.САВЕЛЬЕВ, Ю.П.САРАЕВ					
ЗАДАЧИ ПОДГОТОВКИ И ПЕРЕПОДГОТОВКИ ПЕРСОНАЛА АЭС					
В УСЛОВИЯХ ИННОВАЦИОННОГО РАЗВИТИЯ					
ЭЛЕКТРОЭНЕРГЕТИКИ РОССИИ	13				
Б. ДУЙСЕБАЕВ, К. БАЙТАСОВ					
КОНЦЕПЦИЯ МАЛОМОЩНОГО КВАЗИПРИРОДНОГО ЯДЕРНОГО РЕАКТОР	АПО				
АНАЛОГИИ С ПРИРОДНЫМ РЕАКТОРОМ ОКЛО	21				
В.В. ГИЛЕВСКИЙ <sup>1</sup> , И.С. САЦУНКЕВИЧ <sup>1</sup> , В.И. КУВШИНОВ <sup>1</sup> , В.М. ДУНИН <sup>2</sup> ,					
А.С. ЛОБКО <sup>3</sup>					
КОНТРОЛЬ АЭС АНТИНЕЙТРИННЫМ ДЕТЕКТОРОМ	25				
И.В. РУДЕНКОВ, Л.Ф. БАБИЧЕВ					
ОЦЕНКА ВЛИЯНИЯ НЕОПРЕДЕЛЕННОСТЕИ МАТЕРИАЛЬНОГО СОСТАВА	HA				
ПАРАМЕТРЫ ВЕСОВЫХ ОКОН	34				
Н.В. ГОРБАЧЕВА, Н.В. КУЛИЧ, Н.Д. КУЗЬМИНА					
О ПРИБЛИЖЕННЫХ ЧИСЛЕННЫХ И АНАЛИТИЧЕСКИХ МЕТОДАХ ОЦЕНКИ	И				
НЕОПРЕДЕЛЕННОСТЕИ ПРИ ПРОГНОЗИРОВАНИИ ЭКСТРЕМАЛЬНЫХ					
МЕТЕОРОЛОГИЧЕСКИХ ПАРАМЕТРОВ, ВАЖНЫХ	10				
ДЛЯ БЕЗОПАСНОСТИ АЭС	43				
ПСИХОФИЗИОЛОГИЧЕСКИЕ АСПЕКТЫ ТРЕНИНГА С БИОЛОГИЧЕСКОЙ	ΠΑ				
ОБРАТНОЙ СВЯЗЬЮ ДЛЯ ПОВЫШЕНИЯ РАБОТОСПОСОБНОСТИ ПЕРСОНА	AJIA 40				
	49				
Ι ΥΓΚΟ Ο.Β. Α ΠΑ ΠΙΖ ΥΠΖΡΙΙΜΟΛΤΙΑ ΠΠΕΡΙΙΟΓΟ ΟΓΊ ΕΥΤΑ ΠΠΙ ΛΟΣΠΑ ΠΙΑ ΣΦΦΕΥΤΙΑΡ	иой				
АПАЛИЗ УЛЗВИМОСТИ ЛДЕГПОГО ОВВЕКТА ДЛЛ СОЗДАНИЛ ЭФФЕКТИВ. СИСТЕМЫ БИЗИШЕСИОЙ 2 АШИТЫ	пон 56				
	50				
Α.Ε. ΟΠΙΚΕΔΡΙΑ ΡΠΙΑΤΙΚΕ ΟΥΡΑΎΛΙΟΙΙΕΙ CDE ΠΕΙ ΠΑ ΡΑΓΩΤΥ ΟCΠΟΡΙΩΙ					
БЛОКА БЕЛОРУССКОЙ АЭС	63				
ГЗ СЕРЕГРЯНЫЙ М П ЖЕМЖУРОВ	05				
Α.ΠΙΛΙΙΙΟΗΗΙΕ Η ΤΕΠΠΟΦΗЗИЦЕСКИЕ ΥΛΡΛΚΤΕΡИСТИКИ ΟΤΡΛΕΟΤΛΒ					
ΠΑμιαμιοπήβιε η τειδιοψηση τες και ακτεί ης τηκή στι αβοταβ $ΠΕΡΗΟΓΟ ΤΟΠΠΙΙΑΝ ΡΕΛΚΤΟΡΛ ΒΡЭΡ-1200$	70				
Ο Β ΚΑΠΕΗΨΥΚΟΒΑ Π Κ ΗΑΓΥΠΑ	70				
ΠΡИΜΕΗΕΗИΕ ΜΕΤΟΠΑ ЭΠΕΚΤΡΟΠИΤΗΟ-ΠΠΑЗΜΕΗΗΟЙ ΟΕΡΑΕΟΤΚИ ΠΠЯ					
ЛЕЗАКТИВАНИИ СЪЕМНОГО ОБОРУЛОВАНИЯ ЯЛЕРНЫХ ЭНЕРГЕТИЧЕСК	их				
VCTAHOBOK	76				
ГВ МАКАРЕВИЧ В В САСКОВЕН В Л ЕРМАКОВ И А САЛЬНИКОВА	,0				
АЛЛИТИВНЫЕ ТЕХНОЛОГИИ ЛЛЯ РАЛИАНИОННОЙ ТЕХНИКИ	83				
$\Gamma$ И АНИСКОВИЧ <sup>1</sup> В В ВОРОБЬЕВ <sup>2</sup> В А НЕМПЕВ <sup>2</sup> В В СОРОКИН <sup>2</sup>					
ОСОБЕННОСТИ ГИДРОДИНАМИКИ СТРУЙНОГО ТЕЧЕНИЯ В СПРЕЕРНЫХ					
УСТРОЙСТВАХ С РАЗНЫМИ СОПЛАМИ	90				

Г.М. ЖМУРА., В.Н. СОЛОВЬЕВ, И.Г. ПЛЕЩАНКОВ, М.Л. ЖЕМЖУРОВ,	
ДОЗОВЫЕ НАГРУЗКИ РАБОТНИКОВ ПРОМЫШЛЕННОГО ПОЛИГОНА ЗОЛЬ	ных
ОТХОДОВ ТЭЦ НА МЕСТНЫХ ВИДАХ ТОПЛИВА	96
Г.М. ЖМУРА, В.Н. СОЛОВЬЕВ, И.Г. ПЛЕЩАНКОВ	
ОЦЕНКА МОЩНОСТИ ЭКВИВАЛЕНТНОЙ ДОЗЫ ГАММА-ИЗЛУЧЕНИЯ НА	
ПОВЕРХНОСТИ ДОРОЖНОГО ПОКРЫТИЯ С ЗОЛЬНЫМИ ОТХОДАМИ,	
ЗАГРЯЗНЁННЫМИ ЦЕЗИЕМ-137	100
Г.М. ЖМУРА, М.Л. ЖЕМЖУРОВ	
ВЛИЯНИЕ ПАРАМЕТРА ШЕРОХОВАТОСТИ НА МАКСИМАЛЬНУЮ ПРИЗЕМ	ІНУЮ
КОНЦЕНТРАЦИЮ	
РАДИОНУКЛИДОВ ВЫБРОСА АЭС	106
И.О. ЖУРАВКОВА, А.Г. ЛУКАШЕВИЧ, А.Г. ТРИФОНОВОЦЕНКА ДОЗОВЫХ	
НАГРУЗОК В СМЕЖНЫХ ПОМЕЩЕНИЯХ	
ПРИ ЗАПРОЕКТНОЙ АВАРИИ	110
Д.К. КОРОБ, Н.А. МАКОВСКАЯ, Т.Г. ЛЕОНТЬЕВА	
ИССЛЕДОВАНИЕ СОРБЦИИ <sup>137</sup> Сs БЕНТОНИТОВОЙ ГЛИНОЙ МЕСТОРОЖДЕ	КИН
«ОСТРОЖАНСКОЕ» РЕСПУБЛИКИ БЕЛАРУСЬ И ОЦЕНКА ВОЗМОЖНОСТИ І	EE
ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ПРИ ОБРАЩЕНИИ С РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ	121
Б.И. ПОПОВ	
О ПОВЫШЕНИИ ЭФФЕКТИВНОСТИ РАБОТЫ ЭНЕРГОСИСТЕМЫ	
РЕСПУБЛИКИ БЕЛАРУСЬ	132
В.В. ТОРОПОВА, А.В. РАДКЕВИЧ, Н.И. ВОРОНИК	
ВЛИЯНИЕ КОМПЛЕКСООБРАЗУЮЩИХ АНИОНОВ НА ВЫБОР МЕТОДА ОЧ	ИСТКИ
РАСТВОРОВ ОТ РАДИОНУКЛИДОВ	137
А.Н. ЩЕБЛЕЦОВА, А.В. РАДКЕВИЧ, В.В.ТОРОПОВА, Т.Л. СТЕПАНЧУК,	
В.В. САСКОВЕЦ	
ИССЛЕДОВАНИЕ СОРБЦИИ РАДИОНУКЛИДОВ ЦЕЗИЯ,	
СТРОНЦИЯ И КОБАЛЬТА ТЕРМООБРАБОТАННЫМИ	
ТОРЮЧИМИ СЛАНЦАМИ	144
H.M. BOPOHNK, B.B. IOPOHOBA	1.50
«СУХАЯ» ДЕЗАКТИВАЦИЯ ПЛЕНКАМИ И ПАСТАМИ	152
Е.Н. БУНИН, Б.И. ПОПОВ	
ИССЛЕДОВАНИЕ ВОЗМОЖНОСТИ ВВОДА АТОМНЫХ ТЭЦ	150
В ЭПЕРІ ЕТИЧЕСКУЮ СИСТЕМУ БЕЛАРУСИ	159
А.К. КАРАБАНОВ, А.В. КУДЕЛЬСКИИ, Б.И. КОРОБЕИНИКОВ	
ТЕОЛОГО-ГИДРОГЕОЛОГИЧЕСКИЕ УСЛОВИЯ РАИОПА РАЗМЕЩЕНИЯ	166
DEJUPYCCKUMAJC D.D. DODOFLED, D.A. HEMHED, D.D. CODOVINI	100
B.B. BUPUDDEB, B.A. HEMILEB, B.B. CUPUKIH DACHET VADAKTEDIACTIAK HACCIADUOGO DEKOMERIJATODA	
DOLOFOLA JIONAJHIS YOULEH CHCTEMBI $FE2ORACHOCTH A CC C DCD 1200$	172
DESUMACHUCINASC C DESP-1200 D T $V_{A}$ 2A20U A TI MATLIVIU D F MOTOTLIV U M IIIIIDDEDA	1/2
ΡΕΚΟΜΕΗΠΑΙΙΙΑΙ ΠΟ ΒΙΓΟΡΥ ΠΠΟΙΙΙΑΠΚΗ ΠΠΩ	
РАЗМЕШЕНИЯ ПУНКТА ЗАУОРОНЕНИЯ	
ΡΑΠΙΟΛΚΤΙΑΡΗΝΥ ΟΤΥΟΠΟΡ ΕΕΠΟΡΥΟΟΚΟΙ Α ЭΟ	180
В В ПИЛЬКО <sup>1</sup> В Н КУЛЕШОВ <sup>2</sup>	100
ПРОГРАММНО-АППАРАТНЫЙ КОМПЛЕКС ЛЛЯ ИССЛЕЛОВАНИЯ ПРОЦЕС	COR
ОБЛУЧЕНИЯ ТВЕРЛОТЕЛЬНЫХ МИШЕНЕЙ ЛЕГКИМИ ИОНАМИ И ИСПЫТ.	АНИЯ
ΡΑЛИΑΙΙИΟΗΗΟЙ СΤΟЙΚΟСΤИ ΡΕΑΚΤΟΡΗΙΙΧ ΜΑΤΕΡИΑ ΠΟΒ ΗΑ ΕΑЗΕ	
УСКОРИТЕЛЯ АN-2500	187

В.В. ТОРОПОВА, А.В. РАДКЕВИЧ, Е.М. ДАШУК, А.М. ЗАРУБО, О.Б. КОРЕНЬКОВА	
СОСТОЯНИЕ РАДИОНУКЛИДОВ ПЛУТОНИЯ И АМЕРИЦИЯ В РАСТВОРАХ ЛЕЗАКТИВАНИИ И ОБОСНОВАНИЕ СПОСОБА ИХ ПЕРЕРАІ	БОТКИ
	196
Д.А. АЛЕКСЕЕ $B^1$ , В.А. НЕМЦЕ $B^2$	
СИСТЕМА КОНТРОЛЯ И УДАЛЕНИЯ ВОДОРОДА	
ИЗ ЗАЩИТНОИ ОБОЛОЧКИ АЭС С ВВЭР-1200	202
C A HEKPACOB <sup>2</sup> IO $\Pi$ CAPAEB <sup>2</sup>	
ПОВЫШЕНИЕ ЭФФЕКТИВНОСТИ ФУНКЦИОНИРОВАНИЯ ЭНЕРГОСИСТЕ	МЫ
ПУТЕМ ПЕРЕХОДА ОТ УДОВЛЕТВОРЕНИЯ	
СПРОСА НА ЭЛЕКТРОЭНЕРГИЮ К ЕГО ФОРМИРОВАНИЮ	207
В.П. ПЕТРУШКЕВИЧ, В.В. ТОРОПОВА, А.В. РАДКЕВИЧ, В.В. САПЛИЦА,	
Н.И.ВОРОНИК	
СОЗДАНИЕ УСТАНОВКИ И ПЕРЕРАБОТКА ЖИДКИХ РАДИОАКТИВНЫХ	
ОТХОДОВ СЛОЖНОГО ХИМИЧЕСКОГО СОСТАВА	215
СОЛОВЬЕВ В.Н., ПЛЕЩАНКОВ И.Г., КОРБУТ В.И., ЛЕВЧУК А.С.,	
КУЗЬМИНА Н.Д., ФОКИНА Г.И.	
О ВЛИЯНИИ ТОПЛИВНЫХ И МИНЕРАЛЬНЫХ ДОБАВОК НА ЭМИССИЮ	
С ПРИ СЖИГАНИИ ЗАГРЯЗНЕННОГО РАДИОНУКЛИДАМИ ДРЕВЕСНОГ	.0
	221
H.H. BACHIDEB, M.J. KEMKYPOB	
	1ΓΊΔΙΑ
ΟΟΠΕΟΟΙΙΝΙΗ ΓΑΟΤΟΟΓΑΙΝΙΗ ΜΕΤΟΔΟΙΝΙ ΠΕΠΤΟΛΕΕΨΊΑΛ ΡΗΥΡΕΡΛΙΆ ΛΕΠΑΡΑΤΙΙΑΙΑ	220
ILITT ODEMTIO-DRATEDORI CETTAI ALITI	<i>449</i>

#### Научное издание

VII Международная конференция «Атомная энергетика, ядерные и радиационные технологии XXI века» Доклады г. Минск, 23 – 26 октября 2018 г.

> Ответственный за выпуск докт. техн. наук А.Г. Трифонов

> > Редактор Л.М. Иванова

Компьютерная верстка, дизайн и оформление оригинал-макета Д.М. Максимович Технический редактор В.Г. Гавриленко

Подписано в печать 29.11.2018. Формат 60х84i/s. Бумага офсетная Гарнитура Roman. Печать цифровая. Усл.печ.л. 35,0. Уч.изд.л. 35,3 Тираж 100 экз. Заказ № 2793 ИООО «Право и экономика» 220072 Минск Сурганова 1, корп. 2 Тел. 284 18 66,8 029 684 18 66 E-mail: pravo-v@tut.bv: pravo642@gmail.com Отпечатано на издательской системе KONICA MINOLTA в ИООО «Право и экономика» Свидетельство о государственной регистрации издателя, изготовителя, распространителя печатных изданий, выданное Министерством информации Республики Беларусь 17 февраля 2014 г. в качестве издателя печатных изданий за № 1/185