

ЯДЕРНІ ТА РАДІАЦІЙНІ ТЕХНОЛОГІЇ

Науково-виробничий журнал

NUCLEAR AND RADIATION TECHNOLOGIES

Scientific and Industrial Journal

Журнал засновано у квітні 2001 року

Том 7 (№ 1–2)

Київ 2007

Науковий, науково-виробничий журнал “Ядерні та радіаційні технології” публікує роботи з ядерної фізики, радіаційного матеріалознавства та радіаційної фізики.

У журналі публікуються статті, які є завершеними роботами, що містять нові результати теоретичних та експериментальних досліджень і становлять інтерес для наукових співробітників, службовців та працівників ядерно-енергетичної галузі.

Статті приймаються до друку українською, російською та англійською мовами.

Scientific and technical journal “Nuclear & Radiation Technologies” publishes original articles on nuclear physics, radiation materials testing and radiation physics.

Articles published in journal are completed ones containing new results of both theoretical and experimental studies and are of interest for scientific researchers and staff of nuclear energy industry.

Articles in Ukrainian, Russian and English are accepted.

ЗАСНОВНИКИ:

Державний науково-інженерний центр систем контролю та аварійного реагування (ДНІЦ СКАР) Мінпаливенерго України та Українське ядерне товариство

Редакційна колегія / Editorial Board

Головний редактор – Л.Л. Литвинський, д.ф.-м.н.

Заступник головного редактора – С.В. Барбашев, к.ф.-м.н.

Відповідальний секретар редколегії – Л.В. Горбиць

В.К. Бронніков	О.М. Масько	– к.х.н.
М.М. Давидов	Г.М. Новосьолов	– к.ф.-м.н.
Е.Я. Епік – к.т.н., професор	Є.М. Письменний	– д.т.н., професор
О.Ю. Зенюк	Г.І. Применко	– д.ф.-м.н., професор
І.М. Каденко – д.ф.-м.н., професор	Г.О. Прокопець	– д.ф.-м.н., професор
Л.О. Коздоба – д.т.н., професор	О.А. Пуртов	– к.ф.-м.н.
І.О. Корж – д.ф.-м.н.	В.А. Пшеничний	– к.ф.-м.н.
В.М. Куц – к.ф.-м.н.	П.М. Русінко	
Т.С. Ласиця – к.м.н.	О.Є. Смишляєв	
А.С. Мазуренко – д.т.н., професор	В.В. Харченко	– д.т.н.

Друкується за постановою науково-технічної ради ДНІЦ СКАР (№ 15 від 03.09.08)

Журнал зареєстровано у Вищій атестаційній комісії України
постоною президії ВАК № 2-05/1 від 19 січня 2006 р.

Свідоцтво про державну реєстрацію друкованого засобу масової інформації
Сер. КВ № 5079 від 25 квітня 2001 р.

Адреса редакції: / Editor's address:

04213, м. Київ-213

пр-т Героїв Сталінграду, 64/56

Державний науково-інженерний центр
систем контролю та аварійного
реагування

Тел.: (044) 411-03-96

Факс: (044) 411-92-70

E-mail: nrt @dnic.kiev.ua

04213, Kyiv-213

Geroiv Stalalngradu, 64/56

State Scientific Engineering Center
of Control Systems and Emergency
Response

Tel.: (044) 411-03-96

Fax: (044) 411-92-70

E-mail: nrt @dnic.kiev.ua

ВИДАВЕЦЬ:

ДНІЦ СКАР Мінпаливенерго України

04213, м. Київ, пр-т Героїв Сталінграду, 64/56. Тираж 100. Ціна вільна.

Випуск віддруковано в друкарні ТОВ НТВ “Кийпрессервіс”

©“ДНІЦ СКАР”

©“Українське ядерне товариство”

ЗМІСТ

О.В. Азарова, В.Л. Сидоренко Концепція національної системи контролю екологічно небезпечної обстановки на об'єктах ядерної енергетики	
О.В. Азарова, В.Л. Сидоренко Концепция национальной системы контроля экологически опасной обстановки на объектах ядерной энергетики	
O.V. Azarova, V.L. Sidorenko Concept of the national system of the checking the ecological dangerous situation on objects of nucleus energy.....	5
В.І. Сахно, О.В. Сахно, А.Г. Зелінський, С.П. Томчай, Т.В.Хрін Розробка технологічних процесів радіаційної модифікації фіброматеріалів із застосуванням прискорювачів заряджених частинок	
В.И. Сахно, А.В. Сахно, А.Г. Зелинский, С.П. Томчай, Т.В.Хрин Разработка технологии радиационной модификации фиброматериалов с применением ускорителей заряженных частиц	
V.I. Sakhno, O.V. Sakhno, A.G. Zelinsky, S.P. Tomchay, T.V. Khrin Development of technological processes of fibromaterials radiating updating by electron beams accelerator.....	14
В.І. Слісенко, В.М. Макаровський, Н.І. Мазіна, О.Г. Д'яков, О.Б. Андронов Система поводження з відпрацьованим ядерним паливом дослідницького реактора ІЯД НАН України	
В.И. Слисенко, В.Н. Макаровский, Н.И. Мазина, А.Г. Дьяков, О.Б. Андронов Система обращения с отработанным ядерным топливом исследовательского реактора ИЯИ НАН Украины	
V.I.Slisenko, V.N.Makarovsky, N.I.Mazina, A.G. Diakov, O.V.Andronov Spent nuclear fuel management system of research reactor KINR NAS of Ukraine.....	19
В. Лелек, Д. Ялужка Проблеми планування та оптимізації майбутнього ринку енергії	
В. Лелек, Д. Ялужка Проблемы планирования и оптимизации будущего рынка энергии	
V. Lelek, D. Jalůvka Problems of future energy market planning and optimization.....	29
А.В. Носовський Наукові аспекти регулювання ядерної та радіаційної безпеки	
А.В. Носовский Научные аспекты регулирования ядерной и радиационной безопасности	
A.V. Nosovsky Nuclear and radiation safety regulation scientific aspects.....	38
І.А. Лещук, Л.М. Спасьонова, О.Л. Маковецький, Б.Ю. Корнілович Біосорбція урану (VI), стронцію та цезію клітинами бактерії <i>Bacillus Polymyxa</i> IMB 8910	
И.А. Лещук, Л.Н. Спасенова, А.Л. Маковецкий, Б.Ю. Корнилович Биосорбция урана (VI), стронция и цезия клетками бактерии <i>Bacillus Polymyxa</i> ИМВ 8910	
I.A. Leshchuk, L.M. Spasonova, O.L. Makovetskyj, B.Yu. Kornilovych Biosorption of uranium (VI), strontium and cesium by cells of <i>Bacillus Polymyxa</i> IMV 8910.....	46

А.В. Носовський, Л.М. Салій Оцінка фінансових витрат по зняттю з експлуатації енергоблоків Рівненської АЕС А.В. Носовский, Л.М. Салий Оценка финансовых затрат по снятию с эксплуатации энергоблоков Ровенской АЭС A.V. Nosovsky, L.M. Saliy Assessment of financial expenditure for Rivne NPP power units decommissioning.....	58
Ю.В. Ковтун, Є.І. Скібенко, В.Б. Юферов Магніто-плазмові сепараційні технології і їх можливе використання для переробки ВЯП і РАВ Ю.В. Ковтун, Е.И. Скибенко, В.Б. Юферов Магнито-плазменные сепарационные технологии и их возможное применение для переработки ОЯТ и РАО Yu.V.Kovtun, E.I.Skibenko, V.B.Yuferov Magneto-plasma separating technologies and their possible application for conversion spent fuel and radioactive waste.....	72
І.М. Фольтов, А.В. Архіпенко, О.М. Масько Вплив водно-хімічних режимів на безпеку, надійність та економічність експлуатації АЕС. Стан та перспективи И.М. Фольтов, А.В. Архипенко, А.Н. Масько Влияние водно-химических режимов на безопасность, надежность и экономичность эксплуатации АЭС. Состояние и перспективы I.M. Foltov, A.V. Arhipenko, A.N. Masko Influence of water chemistry on safety, reliability and economy of NPP operation. State and prospects.....	81
Реферати опублікованих статей.....	94

УДК 355.452

КОНЦЕПЦИЯ НАЦИОНАЛЬНОЙ СИСТЕМЫ КОНТРОЛЯ ЭКОЛОГИЧЕСКИ ОПАСНОЙ ОБСТАНОВКИ НА ОБЪЕКТАХ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

О.В. Азарова¹, В.Л. Сидоренко²

(¹Институт ядерных исследований НАН Украины;

*²Институт государственного управления в сфере
гражданской защиты УЦЗ Украины)*

Представлена разработка системы радиометрического способа сигнализации об очаге загорания, пожарной ситуации на радиационноопасных объектах, прилегающей территории и мониторинга загрязнения воздуха радионуклидами, газами и дымом.

В Украине имеются десятки радиационноопасных объектов (РОО) и территорий, загрязненных радионуклидами вследствие Чернобыльской катастрофы, на которых существует вероятность возникновения труднолокализуемых возгораний и пожаров, приводящих к радиационным авариям, связанных с выбросом большого количества радионуклидов в атмосферу и риском воздействия определенных доз облучения на население и окружающую среду.

С целью прогнозирования, раннего обнаружения, быстрой локализации и тушения пожаров предлагается создание Национальной системы контроля (НСК) за радиационно- и пожароопасной обстановкой, способной автоматически отслеживать и предупреждать возникновение аварийных ситуаций на РОО и контролируемой территории, вызванных пожарами и взрывами. В основу разработки НСК положена ГИС-технология (технология геоинформационных систем), позволяющая осуществлять сбор и хранение информации о доаварийном состоянии РОО, защищаемых территорий (проектные материалы, генплан, архитектурную строительную часть, технологический процесс и оборудование, пожарную нагрузку, объем и вид радиационноопасных материалов и др.), техногенных и природных аномалиях, инцидентах, аварийных ситуациях и авариях, вызванных пожарами и взрывами, их развитии и ликвидации, распространении радионуклидов, воздействии радиации на персонал и население.

НСК работает в двух режимах: рутинном (предупредительно-аварийном) и кризисном (аварийно-ликвидационном). При этом производится расчет аварийности событий – “аварийного сочетания”, т.е. минимальный набор событий, приводящий к реализации указанного события с максимальной вероятностью их возникновения, а также определяет набор наиболее неблагоприятных событий, вносящих наибольшую вероятность в рассматриваемое событие.

В работе рассматриваются варианты применения средств объектового и дистанционного контроля пожароаварийной обстановки на РОО и территории с помощью инфракрасного (ИК) и сверхвысокочастотного (СВЧ) радиометров и видеокамер. Представлены функциональная и организационная структура НСК, информационное обеспечение, логическая структура и банк данных. Функционально структура НСК включает в себя идентификацию и прогнозирование аварийных ситуаций, аварий и послеаварийное состояние РОО

и территории; мониторинг процессов возникновения, развития, предупреждения, локализации и ликвидации пожароаварийной обстановки, информационное обеспечение и интеллектуальную поддержку управленческих решений.

Организованная структура НСК представлена на рис. 1.

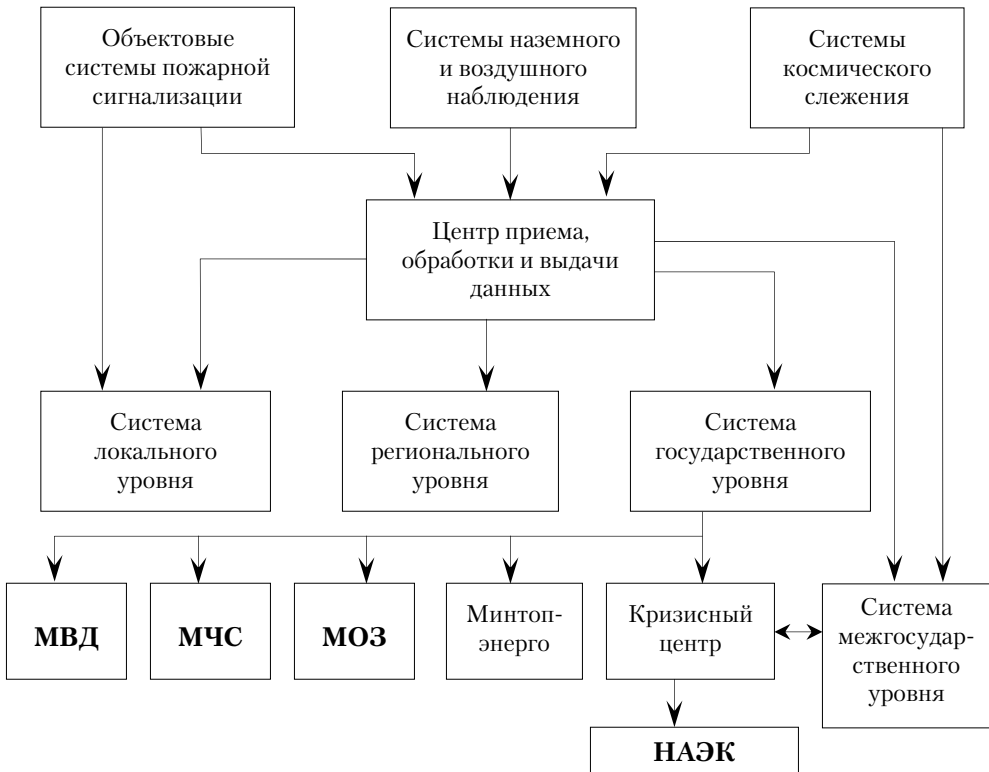


Рис. 1. Организованная структура НАК

Банк данных системы контроля содержит информацию о синоптических ситуациях в месте размещения РОО и прилегающей территории; топографические данные о рельефе местности, дорожной сети, коммуникациях, населенных пунктах, природных картах и др.; метеорологические данные о температуре воздуха, скорости и направлении ветра, облачности, осадках и т.д.; локальную и мезометеорологическую модели расчета переноса и рассеивания радиоактивных веществ в атмосфере. Для отображения синоптической ситуации используется карта погоды (форма Ф-МПК-8а) масштаба 1:15 000 000. Интерполяция метеоданных проводится на регулярной сетке 29×24 точек с шагом 100×100 км.

Архитектура системы контроля имеет трехуровневую структуру. Нижний уровень построен на основе контроллеров, выполняющих функции сбора и обработки информации. На среднем уровне создаются рабочие места операторов, обеспечивающие визуальный контроль за пожароопасной обстановкой на РОО и прилегающей территории, ведение архивов измеренных параметров и журнала событий, работу с текстовой справочной и рекомендательной информацией и ряд других функций. На верхнем уровне создаются рабочие места, обеспечивающие

возможность задания предельных значений контролируемых параметров, работу с архивом, статический анализ поступающей информации и автоматическую диагностику системы в целом. Система делится на два вида: офисный и технологический, которые объединены с помощью TXNet-серверов. Офисный состоит из файл-серверов, компьютеров типа Pentium и локальной сети, работающей под управлением сетевой операционной системы Windows NT. Программное обеспечение представляет возможность построения распределенных систем, включающих до 200 операторских станций на базе ведущих сетевых операционных систем по протоколам Net Bios, IPX/SPX и TEP/IP на основе стандартных и специальных модемов передачи данных по проводным и беспроводным каналам связи (сети сотовой связи GSM и инфраструктуры спутниковой связи ORBCOMM). Информационное обеспечение системы создано в программной среде PC ARC/INFO 7.1, Arc CAD, Arc View CIS 3.1 на языке визуального объектно-ориентированного программирования Delphi 3.0 и сетевого СУБД InterBase 5.0.

Программный продукт может быть использован для оценки опасности события для людей, промышленных и жилых объектов стран, включенных в НСК; определения вероятности аварии и сочетаний событий, приводящих к аварии; разработки мер по снижению вероятности аварии; проведения экспертизы и расследования.

Физические основы работы радиометрического устройства. Для контроля пожароопасной обстановки используется измерение радиояркостной температуры с помощью закона Релея-Джинса:

$$P_f = \frac{2\pi \cdot K \cdot T_a}{\lambda_u^2}, \text{ (Вт/м}^2 \cdot \text{Гц)}, \quad (1)$$

где $K = 1,38 \cdot 10^{-23}$ Дж/К – постоянная Больцмана;

T_a – радиояркостная температура, К;

λ_u – длина волны излучаемых колебаний и колебаний, на которых осуществляется прием радиотеплового излучение, м.

Мощность излучаемых радиоволн будет составлять:

$$P = \frac{2\pi \cdot K}{\lambda_u^2} \cdot T_a \cdot \Delta f \cdot S, \text{ (Вт)}, \quad (2)$$

где f – полоса высокочастотной части приемника;

S – площадь излучаемой среды (очага пожара).

Пороговый контраст температур, который проявляется с заданной достоверностью, определяется по формуле:

$$\Delta T_{пор} = \frac{T_n \cdot [\Phi^{-1} \cdot (1 - P_{nm}) + \Phi^{-1} \cdot (1 - P_{nc})]}{0,7 \cdot \sqrt{\frac{\Delta t}{\Delta F}}}, \text{ (К)}, \quad (3)$$

где Φ^{-1} – интеграл вероятности;

P_{nm} – вероятность ошибочной тревоги;

$P_{nc} = 1 - P_{no}$;

P_{no} – вероятность выявления очага загорания;

T_n – полное снижение температуры источника излучения с учетом температуры приемника;

F – полоса фазопреобразователя низкой частоты (ФНЧ).

Условие выявления очага загорания:

$$\Delta T = \frac{\Delta T_{\text{нор.}} \cdot \Omega_A}{\Omega_y}, \text{ (К)}, \quad (4)$$

где $\Omega_A = 4\pi/G_n$ – ширина главного направленного действия приемной системы;

G_n – коэффициент направленного действия системы;

$\Omega_y = S_y / D^2$ – угловой размер очага загорания;

где S_y – площадь пожара;

D – расстояние до очага пожара.

Дальность действия СВЧ-радиометра:

$$L_{\text{max}} = \sqrt{\frac{S_y \cdot G_n}{4\pi \cdot D \cdot T_{\text{нор.}}}}, \text{ (км)}. \quad (5)$$

Исходя из основной формулы радиолокации и учитывая ослабление потока излучения за счет его поглощения в воздухе и в газовой (дымовой) среде, можно записать:

$$M(f, \phi) = X_0(L-d) + \int_0^d X(t, x) dx, \quad (6)$$

где M – коэффициент поглощения, который имеет функцию вида:

$$M(t, \phi) = \ln \left(\frac{\sqrt{G_0 \cdot S_0 \cdot S \cdot P_0}}{4\pi \cdot D^2 \cdot \sqrt{P}} \right), \quad (7)$$

где f – частота излучения;

X, X_0 – коэффициенты поглощения атмосферы и газа (загрязнителя);

P_0 – мощность излучения;

P – мощность отраженного сигнала на входе приемника;

S – эффективная площадь рассеяния репера;

S_0, G_0 – эффективная площадь и коэффициент направленного действия передающей антенны;

L – путь СВЧ-радиометра – репер;

D – толщина слоя газового образования;

ϕ – текущий азимутальный угол.

Средняя концентрация газа:

$$\bar{N} = \frac{1}{3} \sum_{i=1}^3 \left\{ \frac{\partial M(f_i, \phi_i)}{\partial t} \left[\frac{\partial \sigma(t)}{\partial t} d(\phi_i, \phi_0, R_i, R_0) \right] \right\}, \quad (8)$$

где R_{ϕ, ϕ_0} – координаты центра газового образования.

Например, для сероводорода средняя частота вращательного спектра составляет $f_0 = 168,7$ ГГц, а ширина спектра $f = 1,7$ ГГц. Адекватный этому радиолокационный сигнал с $f_0 = 168,7$ ГГц должен иметь продолжительность импульса приблизительно 10 нс.

В табл. 1 приведенные линии поглощения некоторых газов.

Таблица 1. Линии поглощения некоторых газов

Газовая среда	NH ₃	N ₂ O	NO ₂	CO	CO ₂	NO	O ₃	H ₂ S
Частота, ГГц	23,87	25,12	26,62	115,19	150,1	153,1	101,74	168,7

Спектроскопический эффект обусловлен квантовыми переходами между разными энергетическими уровнями газовой среды при зондировании электромагнитными волнами определенных диапазонов. Измеряя интегральные интенсивности поглощения контролируемого газа на частотах, которые отвечают вращательному переходу (табл. 1), можно определить среднюю концентрацию соответствующего (контролируемого) газа.

Варианты построения системы. На данное время созданные и апробированные датчики СВЧ-радиометра на базе резонатора Фарби-Перо и объемных резонаторов в 4-х и 2-х миллиметровом диапазонах волн; приемопередатчик пространственного излучения в 8-ми миллиметровом диапазоне, который работает в режимах на отображение и на проход; автоматическая установка для измерения интенсивности поглощения с погрешностью не более 5,0 % (до 10 дБ) и резонансной частотой с погрешностью не более 1,0 %. В состав системы (рис. 2) входит антенна (1), генератор шума (2), коммутатор (3), линейный тракт (4), квадратичный детектор (5), усилитель низкой частоты (6), синхронный детектор (7), генератор опорных сигналов (8), ФНУ (9), ПЭВМ (10).

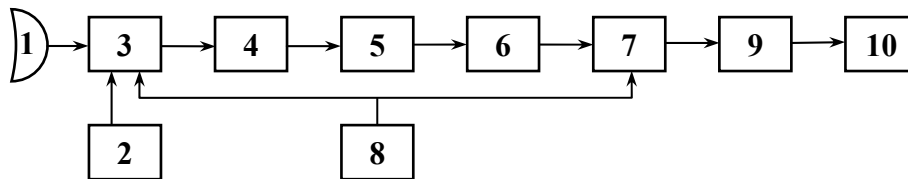


Рис. 2. Структурная схема системы

Основные тактико-технические характеристики существующей и разработанных систем предоставлены в табл. 2.

Таблица 2. Основные тактико-технические характеристики системы

Основные характеристики	Существующая	Разрабатываемые	
	Стандартная РЛС	СВЧ-радиометр	Активно-пассивный комплекс
1	2	3	4
Диапазон волн	миллиметровые	миллиметровые (сантиметровые)	миллиметровые
Ширина диаграммы направленности в азимутальной и угловой плоскостях, град.	~ 1	≤ 1	~ 1
Мощность передатчика, кВт	2	–	2
Продолжительность импульса, нс	10; 1	–	10; 1
Дальность действия, км	~ 15	~ 10	~ 15
Точность определения дальности, м	0,8	–	0,8
Точность определения угловых координат, град.	0,5	1,0	0,5

1	2	3	4
Вероятность определения аномалий:			
– очага загорания	0,85	0,90	0,95
– биологического объекта	0,80	0,90	0,95
– газовых образований	0,75	0,80	0,90
Точность определения аномалий, %:			
– очага загорания	10	5	7
– биологического объекта	15	10	10
– газовых образований	5	7	5
Масса, кг	35	20	70
Габариты, м	0,5×0,5×0,8	0,3×0,3×0,5	0,6×0,6×0,5
Стоимость разработки, тыс. грн.	90	60	150

На рис. 3 изображена двухпозиционный угломерно-дальномерный активно-пассивный РМК, который состоит из двух разнесенных на расстояние 10-15 км центрального пункта (ЦП) и выносного пункта (ВП). Каждый ВП состоит из двух подсистем: пассивный СВЧ-радиометр и активная радиолокационная станция, которая осуществляет измерение дальности в заданных пеленгах. Возможные варианты расположения РМК на стационарных платформах и вышках, а также на автомобильном шасси или летательных аппаратах (для дистанционного контроля над лесными пожарами).

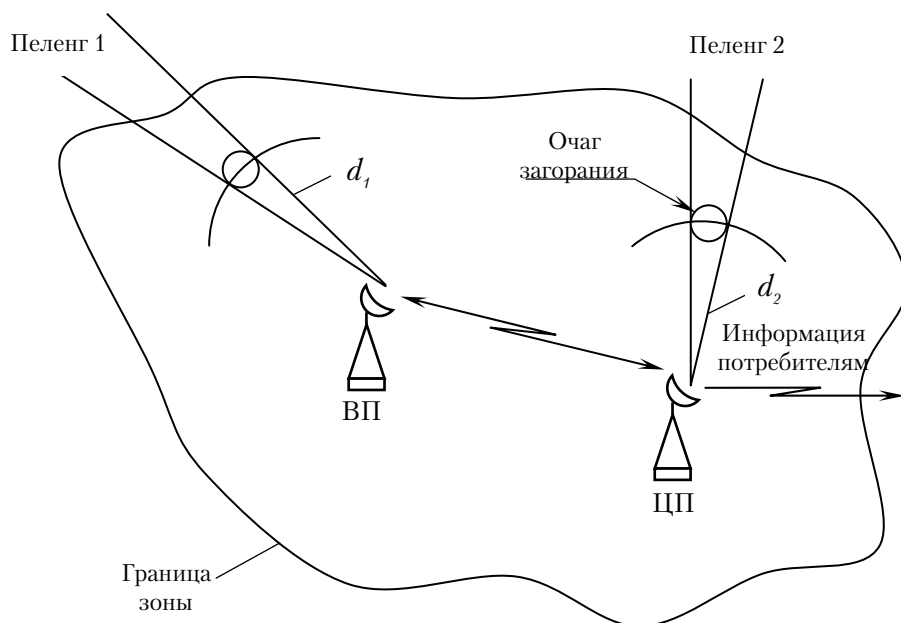


Рис. 3. Структура двухпозиционной угломерно-дальномерной активно-пассивной системы

Раннее выявление очагов загорания на АЭС и близлежащих территориях осуществляется с помощью СВЧ-радиометра, который работает в разных режимах измерений (интегральный, дифференциальный и т.д.), что позволяет дистанционно установить разнообразные показатели пожара (температуру, размеры очага, содержащее влаги в горючих материалах и др.) и непрерывно следить за динамикой изменения этих показателей. В то же время путем критериального анализа и выделения полезных сигналов в ЦП о параметрах пожара делается прогноз развития и распространения пожара, а также проводятся расчет миграции продуктов сгорания и оценка экологических последствий. Структурное соединение РМК с минимальной комплектацией представлена следующими главными блоками и устройствами (рис. 2): приемная многоканальная антенна, устройство сообщения, устройство первичной обработки информации, персональная ЭВМ.

При выявлении участков с повышенной температурой способом засечек с двух-трех ВП автоматически определяется номер участка территории, на которой возможен пожар, и отслеживается динамика изменения температуры в пространстве и времени. При превышении контрольных уровней сигналы с СВЧ-радиометров через антенны поступают на СВЧ-модули центрального пункта, где они также фильтруются, усиливаются и преобразуются по частоте. Преобразованные сигналы поступают в низкочастотные (НЧ) модули, где они также фильтруются и усиливаются. Специальный вычислитель обеспечивает автоматическую коррекцию каналов и продолжительное их накопление, необходимое для повышения чувствительности системы.

Возможно несколько модификаций НСК в зависимости от поставленной задачи, важности (опасности) охраняемого объекта, а также режима работы НСК: пассивного, активного или активно-пассивного.

Так, например, радиометрический комплекс пожарной сигнализации (РМК ПС) предназначен для решения следующих задач:

- оперативной оценки степени пожарной опасности охраняемого объекта (территории);
- определения очагов горения и классификации пожаров;
- оценки структуры пожара (кромки огня, прогоревшей части, шлейфа дыма, миграции аэрозолей и др.), геометрических размеров, динамики его развития и распространения;
- прогнозирования последствий пожара, воздействия их на экологию;
- формирования и выдачи оперативной информации о пожаре по каналам связи;
- оптимизации управления тактическими действиями аварийно-спасательных служб.

Принцип действия РМК ПС основывается на измерении радиояркостной температуры и выделения термодинамических контрастов, характерных для признаков очага загорания. РМК ПС является пассивной неизлучающей системой и состоит из антенного устройства (диаметр антенны ~ 1,0 м), прибора сканирования оси диаграммы направленности антенны, сверхвысокочастотного и низкочастотного блоков, устройства сопряжения аналоговой части, программно-алгоритмического обеспечения ЭВМ.

Основные проектные характеристики РМК ПС:	
диапазон измеряемых температур	(100 × 1000), К;
разрешающая способность	2 К;
ширина луча диаграммы направленности антенны	(0,5 × 3)°;
диапазон длин волн	сантиметровый;
энергопотребление	200 Вт;
масса	60 кг;
объем	0,1 м ³ .

Рассматриваются также организационно-правовые вопросы размещения и работы системы, а также проблемы расширения ее функциональных возможностей для защиты от аварий и других объектов повышенной опасности, находящихся в Украине.

ЛИТЕРАТУРА

1. Сидоренко В.Л., Сорокін Г.А., Азаров С.І. Розробка єдиної системи дистанційного контролю доступу, пожежного й екологічного стану на території аеропорту // Наука і молодь. Прикладна серія: Зб. наук. праць. – К.: НАУ. – Вип. 5. – 2005. – С. 140-143.
2. Азаров С.І., Сидоренко В.Л., Єременко С.А. Система автоматичного протипожежного захисту складів і арсеналів з боєприпасами на основі радіометричного комплексу // “Актуальні проблеми наглядово-профілактичної діяльності МНС України” (матеріали науково-технічної конференції) 19 грудня 2006 р. – МНС України, УЦЗУ, м. Харків. – С. 11–13.
3. Сидоренко В.Л., Єременко С.А., Азаров С.І. Про можливість використання НВЧ-радіометра для захисту артскладів від пожеж // “Захист населення і територій у надзвичайних ситуаціях” (матеріали науково-технічної конференції) 26 жовтня 2006 р. – МНС України, УЦЗУ, м. Харків. – С. 27.
4. Єременко С.А., Азаров С.І., Сидоренко В.Л. До питання прогнозування впливу аварійних викидів з ядерних реакторів на навколишнє середовище // “Проблеми зниження ризику виникнення надзвичайних ситуацій в Україні” (матеріали VIII Всеукраїнської науково-практичної конференції рятувальників) 11-12 жовтня 2006 р. – МНС України, УкрНДІПБ, м. Київ. – С. 16–17.
5. Азаров С.І., Сидоренко В.Л. Прогнозування впливу аварійних викидів з ядерних реакторів на довкілля // “Чорнобильська катастрофа та її вплив на екологічну ситуацію в Україні” (матеріали науково-практичної конференції) 25 квітня 2006 р. – МНС України, АЦЗУ, м. Харків. – С. 102–103.
6. Азаров С.І. Основные подходы к разработке концепции противопожарной защиты зоны отчуждения ЧАЭС / Экология АЭС, Сб. материалов научного семинара. – Одесса. – 1993. – С. 10–13.
7. Азаров С.І. Оценка предрасположенным ландшафтов Чернобыльской зоны к пожарам. /Проблемы Чернобыльской зоны отчуждения. – Чернобыль. – № 3. – 1995. – С. 249–253.
8. Азаров С.І., Однолько А.А. Противопожарная защита зоны отчуждения ЧАЭС // XII Всероссийская научно-техническая конференция “Пожарная безопасность-95” 1-2 ноября 1995 г. Тезисы докладов. – Москва. – С. 143–144.

9. Азаров С.И. Прогноз радиационной обстановки и ущерба при лесном пожаре на постчернобыльской территории // 2-й Обнинский симпозиум по радиэкологии, Обнинск, 27-31 мая 1996 г.
10. Азаров С.И. Характеристика ингаляционного поступления радионуклидов при лесных пожарах в зоне отчуждения ЧАЭС // 2-й съезд радиобиологов Украины, тезисы доклада, Днепропетровск, 22-24 сентября 1995 г.
11. Азаров С.И., Пшеничный В.А. Радиационная опасность лесных пожаров в постчернобыльской зоне // Сб. тезисов докладов. – Зеленый мыс. – 1996. – С. 116.
12. Азаров С.И. Загрязнение атмосферы Cs-137 при лесных пожарах в чернобыльской зоне // Радиационная биология. Радиэкология. – Т. 36, Вып. 4. – 1996. – С. 474–483.
13. Азаров С.И. О радиолокационной системе контроля за лесопожарной обстановкой в Чернобыльской зоне // Лесное хозяйство. – №4. – 1997. – С. 52–53.

УДК 541.15:678(07)

**РАЗРАБОТКА ТЕХНОЛОГИИ РАДИАЦИОННОЙ
МОДИФИКАЦИИ ФИБРОМАТЕРИАЛОВ С ПРИМЕНЕНИЕМ
УСКОРИТЕЛЕЙ ЗАРЯЖЕННЫХ ЧАСТИЦ**

*В.И. Сахно, А.В. Сахно, А.Г. Зелинский, С.П. Томчай, Т.В.Хрин
(Институт ядерных исследований НАН Украины)*

Приводятся результаты разработок технологических схем утилизации отходов фиброматериалов. Описаны особенности подготовки и осуществления различных стадий промышленных процессов утилизации, требования к радиационной технике и ожидаемая эффективность их использования.

В настоящее время проблема утилизации отработанных промышленных отходов (фиброматериалов) является одной из актуальных. Особенно это касается искусственно созданных материалов химической промышленности, не имеющих природных (естественных) механизмов деструкции. Например, количество отходов автомобильного корда (полимерные фиброматериалы) в мире оценивается в 65 тыс.тонн/год со стабильной тенденцией к увеличению. Термические методы утилизации этих материалов (сжигание) экономически неэффективны и представляют угрозу для окружающей среды и здоровья человека.

Общепризнанным и наиболее экономически оправданным путем утилизации отработанных материалов является их вторичная переработка и повторное использование. В Украине развернута международная программа по исследованию возможностей и разработке промышленных технологий утилизации и повторного использования материалов автомобильного корда.

Особенностью программы является разработка и создание новых материалов – упрочненного асфальтобетонного покрытия с микроармированием полимерными фиброматериалами из отходов автомобильного корда.

В силу специфики функционального назначения автокорда, для его изготовления используются высокопрочные, износостойкие фиброматериалы, в частности – полиамидное волокно (ПА-волокно). Повышенная стойкость к воздействию различных химических соединений, а также гигроскопичность этого материала не позволяют “напрямую” создавать на его основе прочные композитные соединения. Предварительные испытания подтвердили бесперспективность такого подхода.

Проведенные исследования показали, что усилить адгезивные свойства ПА-волокна можно путем его модификации. Суть данного метода заключается в создании на поверхности ПА-волокна свободных радикалов (поверхностной активации) и последующей прививке к нему определенных мономеров с высокими адгезивными свойствами. Образованное таким образом соединение будет обладать всеми необходимыми для микроармирования качествами.

Было показано, что исходя из высокой химической стойкости ПА-волокна, одним из перспективных и эффективных путей реализации описанного метода может быть радиационная модификация [1].

Для создания промышленной технологии по микроармированию асфальтобетонного покрытия ПА-волокном из отходов автомобильного корда

были тщательно изучены существующие технологические схемы производства асфальтобетонного покрытия и утилизации отходов автомобильных шин. Разработка технологических этапов и отработка методик радиационной модификации ПА-волокна производилась на экспериментальной радиационной установке ИЯИ НАН Украины. Некоторые технические параметры радиационной установки приведены в таблице 1.

Таблица 1. Технические параметры радиационной установки

№ п/п	Величина испытаний	Технические параметры	Возможности установки
1	Объем реакционной камеры	около 10 м ³	–
2	Мощность радиационной дозы	до 1·10 ³ Гр/ч	от 0,1 Гр/ч до 14,4·10 ⁶ Гр/ч
3	Величина фронтального сечения облучаемого пространства	до 1 м ²	до 3·10 ³ м ² на выходе из ускорителя
4	Время облучения	от 100 до 1000 часов	до 8 часов бесперебойной работы ускорителя

Основными проблемами развития радиационных технологий являются неоднородность и низкая плотность ПА-волокна, что приводит к неравномерности и значительным потерям эффективности использования установки. Попытки прямого увеличения плотности и однородности обрабатываемых образцов (прессование, вакуумирование и проч.) позволило лишь незначительно увеличить коэффициент использования пучка (до 30 ÷ 40 %). Поэтому для проведения исследований по радиационной модификации ПА-волокна была разработана и создана специальная техника поддержки экспериментов, позволяющая эффективно использовать имеющиеся радиационные мощности.

Этому способствует существующая на данной установке ИЯИ НАНУ многопараметрическая система радиационных измерений – система диагностики пучка и радиационных полей [1–3]. Она состоит из внутренних датчиков пучка электронов в ускорителе и датчиков внешнего контроля. Внутренний датчик – это штатный двухсекционный индукционный датчик тока пучка для импульсных токов 5–10 нс и 4 нс. Для внешних измерений используется цилиндр Фарадея, различные датчики вторичных радиационных и сопутствующих физических эффектов.

Последующие разработки направлены на создание комплекса дополнительно требуемых средств и их включение в состав существующих систем установки (аппаратно и программно).

Наиболее существенной частью этой задачи было создание устройства позиционирования образцов в зоне облучения. Для повышения эффективности технологии радиационной обработки данное устройство должно выполнять ряд следующих функций:

1. простое и надежное крепление образцов, позволяющее производить их оперативную замену;
2. ввод образцов в зону облучения без прерывания технологического процесса (экономия производственного времени);

3. позиционирование образцов в зоне облучения в соответствии с техническим заданием на радиационную обработку и параметрами существующего радиационного поля;
4. управление дополнительными средствами радиационного контроля и технологической дозиметрии.

С этой целью устройство спроектировано как комплекс двух независимых механических приводов, обеспечивающих горизонтальное (P_x) и вертикальное (P_y) перемещение объектов в плоскостях, перпендикулярных оси пучка. Приводы собраны на единой платформе, продольное перемещение которой (P_z) осуществляется отдельным приводом. Кинематическая схема устройства позиционирования образцов приведена на рис. 1.

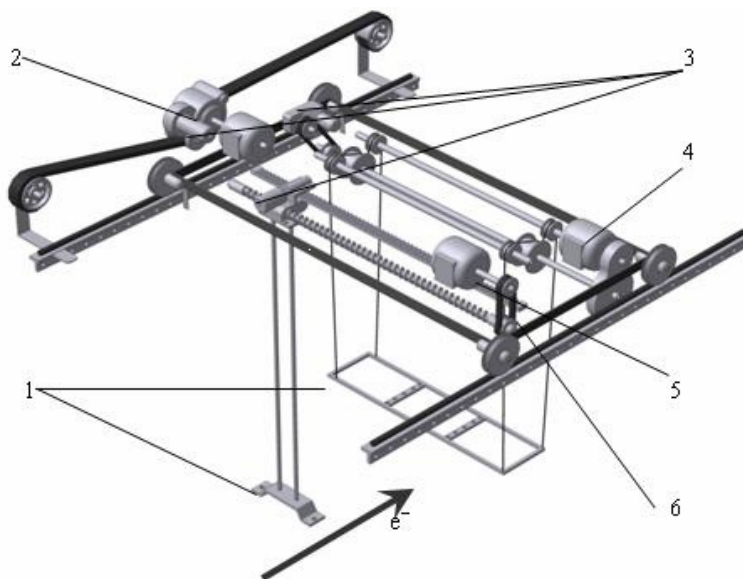


Рис. 1. Кинематическая схема устройства позиционирования образцов на экспериментальной установке ИЯИ НАН Украины:

- | | |
|---|---|
| 1 – подвесы крепления образцов и датчиков; | 4 – привод вертикального перемещения (P_y); |
| 2 – привод продольного перемещения платформы (P_z); | 5 – привод горизонтального перемещения (P_x); |
| 3 – датчики положения; | 6 – платформа. |

Конструкция устройства обеспечивает плавность движения подвесов по всем направлениям, что достигается применением механизмов с мелким шагом перемещения и расчетом соответствующих передаточных чисел приводов. Этому способствует также использование безинерционных двигателей постоянного тока, обеспечивающих плавность “старт-стопного” режима.

Контроль положения платформы и подвесов осуществляется с помощью прецизионных многооборотных потенциометров типа ППМЛ класса 0,01 и соответствующих концевых выключателей. Установка концевого выключателя нижнего положения в приводе вертикального перемещения P_y (на оси пучка) требует довольно сложных конструктивных решений. Поэтому при

проектировании данного привода была разработана схема электронных концевых выключателей.

Преимуществом такого подхода является также возможность регулировки конечного положения подвеса в зависимости от параметров размещаемого на нем объекта и требований конкретного эксперимента. Для крепления подвеса в приводе P_y использованы стальные тросики, что обусловлено требованиями радиационной стойкости. Существенными их недостатками являются жесткость и упругость, что приводит к соскакиванию тросиков и заклиниванию привода. Для компенсации этого в приводе предусмотрена система прижимных и направляющих роликов, обеспечивающая плотную укладку тросиков на барабанах.

Отдельной проблемой в приводе P_y является отклонение тросиков от вертикального положения при их намотке, что вносит существенную погрешность при определении положения подвеса. Было проведено перерасчет конструкции намоточных и направляющих барабанов таким образом, чтобы максимально уменьшить погрешность и сделать ее величину постоянной. Остаточная погрешность была компенсирована внесением дополнительных элементов в электронные схемы датчика положения P_y и его перекалибровкой.

Внешний вид устройства позиционирования образцов показан на рис. 2.



Рис. 2. Устройство позиционирования образцов в процессе монтажа на экспериментальной установке ИЯИ НАН Украины

Все привода размещены на подвижной платформе, расположенной в верхней части реакционной камеры установки. Выбор конструкционных материалов определялся с учетом требований высокой механической стабильности механизмов и с минимальным вторичным излучением от попадания электронного пучка.

Платформа изготовлена из литой алюминиевой пластины толщиной $1,5 \div 3,0$ см, что создает дополнительную защиту электрической части и

смазочных материалов от излучения и не вносит изменений в конфигурацию радиационных полей в боксе ускорителя.

Диапазон перемещения подвесов составляет 100 см в горизонтальном (P_x) и 140 см. в вертикальном (P_y) направлениях; диапазон продольного перемещения (P_z) – 140 см.

Погрешность дистанционного позиционирования образцов по заданным координатам на все направления не превышает 0,3 см.

В практической реализации схмотехнических решений была предусмотрена электрическая и логическая унификация узлов по существующим национальным и международным стандартам. Аппаратная часть устройства реализована в стандарте “Вишня” в виде единого модуля с выносным пультом дистанционного управления (рис. 3).

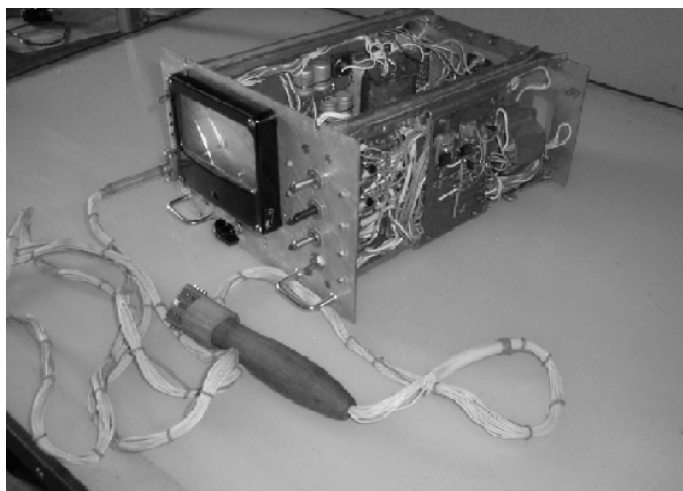


Рис. 3. Блок управления устройством позиционирования образцов

Устройство позиционирования образцов успешно прошло испытания в условиях полной радиационной нагрузки и введено в состав системы обеспечения экспериментов радиационной установки ИЯИ НАН Украины.

Работа выполнена при финансовой поддержке Украинского научно-технического центра (проект № 3569).

ЛИТЕРАТУРА

1. Иванов В. С. Радиационная химия полимеров. – Л.: Химия. – 1998. – 320 с.
2. Вишневский И.Н., Сахно В.И., Сахно А.В., Томчай С.П., Зелинский А.Г. Радиационная установка с ускорителем электронов Института ядерных исследований Национальной академии наук Украины // Атомная энергия. – 2003. – Т. 94, вып. 2. – С. 163–166.
3. Вишневський І.М., Сахно В.І., Сахно О.В. Томчай С.П., Хрін Т.В., Зелінський А.Г. Система вимірювання розподілу полів випромінювання на радіаційній установці ІЯД // Зб. наук. праць Ін-ту ядерних досл. – 2004. – № 2(13). – С. 159–162.

УДК 621.039.74

**СИСТЕМА ОБРАЩЕНИЯ С ОТРАБОТАННЫМ ЯДЕРНЫМ ТОПЛИВОМ
ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО РЕАКТОРА ИЯИ НАН УКРАИНЫ**

¹*В.И. Слисенко, ¹В.Н. Макаровский, ¹Н.И. Мазина, ¹А.Г. Дьяков, ²О.Б. Андронов*
(¹*Институт ядерных исследований НАНУ;*
²*Институт проблем безопасности АЭС НАНУ)*

Цель работы – создание оптимальной, технически простой и надежной системы обращения с ОЯТ исследовательского ядерного реактора ВВР-М с учетом наработанной статистики и опыта многолетней эксплуатации реактора. Условие выполнения работы – привести существующую систему обращения с ОЯТ в соответствие с современными нормативными требованиями на основе принципа “ALARA” и с учетом специфики объекта применения.

Реконструкция системы обращения с отработанным ядерным топливом (ОЯТ) на исследовательском реакторе предусматривает расширение действующего хранилища (ХОЯТ) путем создания дополнительного блока хранения, способного принять 1104 шт. (в пересчете на одиночные) отработанных тепловыделяющих сборок (ОТВС). Двухблочная система хранения обеспечивает расширение технических возможностей хранилища и повышение безопасности хранения. Блоки квалифицируются, как бассейны выдержки БВ-1 (существующие ХОЯТ) и строящийся БВ-2, соответственно. Для их обслуживания используются общие технические средства.

БВ-2 сооружается на базе имеющихся конструкций в смежном помещении реактора, строительство которого было прервано в 1987 году. По БВ-2 выполнены следующие работы: сооружен бетонный блок биологической защиты; установлена внутренняя облицовка ямы хранилища; построена рабочая площадка и расширена зона обслуживания грузоподъемных механизмов; смонтированы основные элементы внешней трубопроводной обвязки (связи с инженерными коммуникациями реактора); установлены герметичные разделительные ворота со стороны реакторного зала. БВ-2 предназначен для хранения отработанного ядерного топлива, носителем которого являются одиночные и тройные тепловыделяющие сборки (ТВС) типа (ВВР-М2 и ВВР-М5, ВВР-М7), отличающиеся содержанием ядерных делящихся материалов. ОТВС будут поступать и храниться в БВ-2 не ранее, чем через 30 дней после их выгрузки в БВ-1 из активной зоны реактора, работающего до этого на номинальной мощности.

Размещение БВ-2 в смежном с реакторным залом помещении обеспечивает локализацию перегрузки ОЯТ из БВ-1 в БВ-2 и изоляцию рабочей зоны при выполнении этих операций. Для БВ-2 используются действующие на реакторе системы: электрообеспечения; спецвентиляции; спецканализации; подпитки бассейна водой; система радиационного контроля; водоочистки (действующий передвижной блок); инструменты и приспособления; грузоподъемные механизмы; система пожарной сигнализации (монтируются дополнительные датчики, подсоединяемые к действующей системе); система физической защиты (монтируются и подключаются к действующей системе

датчики охранной сигнализации); система контроля и учета ОЯТ (ядерное топливо находится на гарантиях МАГАТЭ).

Общие системы не оказывают негативного влияния БВ-2 на реактор и наоборот:

- потребители электроэнергии БВ-2 подключаются к действующей системе реактора, имеющей запас по мощности более 40%;
- режим работы действующих грузоподъемных механизмов с созданием БВ-2 практически не нарушается;
- спецвентиляция пространства над баком с водой БВ-2 подключается к спецвентсистеме реактора без взаимовлияния;
- спецканализация подключена к действующей на реакторе (фактически сливы жидких радиоактивных отходов из БВ-2 могут происходить при дополнении водой бассейна в случае ошибки персонала или при протечках бака, что маловероятно);
- подпитка водой осуществляется с баков запаса дистиллята отдельной линией;
- приборы контроля уровня воды в бассейне, система радиационного контроля, измерители температуры воды, датчики пожарной сигнализации и системы физической защиты устанавливаются дополнительно для БВ-2 и не влияют на действующее оборудование подобных систем реактора.

Помещение реактора, в котором размещается БВ-2, увеличивается для обеспечения нормальных условий загрузки ОЯТ в транспортно-упаковочные контейнеры (ТУК) с целью вывоза отработанных ТВС за пределы института. ОЯТ хранится в БВ-2 до его отправки на переработку в Российскую Федерацию.

Вывоз ОЯТ за пределы объекта будет осуществляться только из БВ-2 с помощью специального бокса перегрузки (БП). Отправка ОЯТ осуществляется эксплуатирующей организацией (оператором) по созданной специальной разовой программе после заключения контракта на вывоз с предприятиями России. При разработке рабочей документации необходимо предусмотреть конструктивные меры обеспечения удобства оперативного обслуживания систем, а также возможность очистки воды, контроля протечек рабочего бака, контроля коррозионных процессов, ультразвукового контроля корпусных элементов.

Для обеспечения безопасности БВ-2 оснащается следующим оборудованием:

- каналы контроля уровня воды, шт. – 2;
- канал для постановки образцов-свидетелей коррозии, шт. – 1;
- каналы контроля системы аварийной сигнализации (САС), шт. – 2;
- канал оперативного контроля качества воды в бассейне (совмещен с патрубком перелива), шт. – 1;
- переливная труба, шт. – 1;
- канал автономной водоочистки, шт. – 1;
- труба спецвытяжки, шт. – 1;
- каналы подключения мобильной внешней системы водоочистки, осушения и отбора проб, шт. – 2;
- независимые каналы контроля протечек рабочего бака, шт. – 2.

Контролируемые параметры:

- | | | |
|---|---|--------------|
| – уровень воды в бассейне, мм | – | 3600; |
| – температура воды в бассейне, °C | – | не более 50; |
| – разрежение в пространстве над водой бассейна, мм в. ст. | – | не менее 10; |
| – разрежение в помещении обслуживания, мм | – | не менее 5; |
| – температура в помещении, °C | – | +20; |
| – контроль коррозии по образцам свидетелям; | | |
| – контроль протечек рабочего бака хранилища. | | |

Для вывоза ОЯТ будут использоваться специальные контейнеры VPVR/M. Контейнер разработан и изготовлен фирмой “Шкода” [1] и имеет узкоцелевое назначение – прием и транспортировка ОТВС типа ВВР-М и ИВВ (первые – шестигранного профиля, вторые – квадратного). Вместимость контейнера VPVR/M по количеству ОЯТ в 7÷9 раз, а рабочая масса в 1,5 раза выше по сравнению с контейнером ТУК-19. В контейнер VPVR/M одновременно помещаются 108 шт. одиночных ОТВС. Важной отличительной особенностью изделия является загрузка ОЯТ снизу (ТУК-19 загружается сверху), что исключает необходимость применения перегрузочного бокса, а сам контейнер в рабочей позиции располагается на крышке БВ-2.

Конструкция контейнера представлена на рис. 1. Корпус изделия (7) представляет собой толстостенный стальной цилиндр, заоваленный по торцевым переходам. С торцов внутренняя рабочая полость закрыта защитными пробками (2) и (8) и герметизирующими крышками (1) и (9). На торцевой части изделия устанавливаются противоударные насадки (амортизаторы) (3) и (10), обеспечивающие безопасность транспортировки. В рабочем положении амортизаторы снимаются. На корпусе имеются две пары грузовых зацепов (6), расположенных симметрично относительно диаметральной плоскости, проходящей через центр тяжести. Они предназначены для захвата штангами транспортной траверсы при перемещении груза. Наличие двух пар зацепов позволяет опрокидывать контейнер с фиксацией его позиции под любым углом. Такая операция необходима при обслуживании контейнера и выполняется специальным устройством, входящим в штатный комплект транспортного оборудования. Пробка (8) одновременно является дном рабочей корзины (5), которая в транспортном положении находится внутри контейнера и закреплена на подвеске (4). Корзина опускается и поднимается с помощью двух штанг (прецизионных), крепящихся нижним концом в позиции (11), а верхним – к собственной траверсе подъема и опускания корзины.

Сервисное обслуживание предполагает ряд стартовых и финишных операций. Стартовые операции направлены на подготовку контейнера к работе. Они включают демонтаж амортизаторов, нижней крышки, установку изделия в рабочую позицию, подсоединение технических средств перемещения корзины. Финишные операции имеют целью подготовку загруженного контейнера к транспортировке, а именно: осушение и герметизация рабочего объема; заполнение внутреннего объема инертным газом (гелием); установка амортизаторов. Установка осушения и заполнения гелием входит в состав штатных технических средств обслуживания изделия.

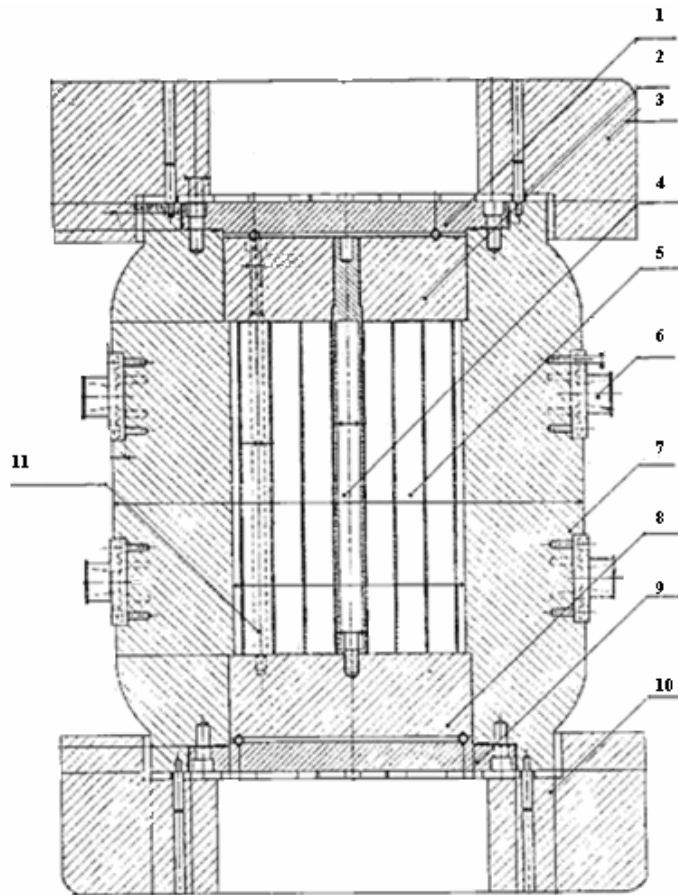


Рис.1. Транспортный контейнер PVR/M (SKODA) для приема и перевозки ОЯТ

Конструктивная схема БВ-2 изображена на рис. 2. Контейнер VPVR/M (1) устанавливается в гнездо погрузочного люка в защитной крышке БВ-2 (2). При этом аппликата транспортно-упаковочного контейнера совпадает с осью штробы рабочей камеры (РК) бака-хранилища. С помощью опускного устройства, подвешенного на траверсе (3), корзина (4) лифтовым способом опускается на донную подставку штробы, которая фиксирует корзину в строго вертикальном положении. Передача ОТВС из секций хранения (5) в корзину (4) осуществляется через окно в отсечной перегородке. Для данной операции используется штатный инструмент и переносные технические средства обращения с ОЯТ реактора. Для работы используется ближайший открытый люк, через который заводится рабочий инструмент и средства визуального наблюдения. Может использоваться и второй люк (6) для подачи дополнительной подсветки, оперативной внутренней перестановки сборок. По завершении заполнения корзины сформированная упаковка поднимается и втягивается в ТУК, где производится ее жесткая фиксация. Снимается лифтовая подвеска. Далее выполняются финишные операции по подготовке контейнера к транспортировке.

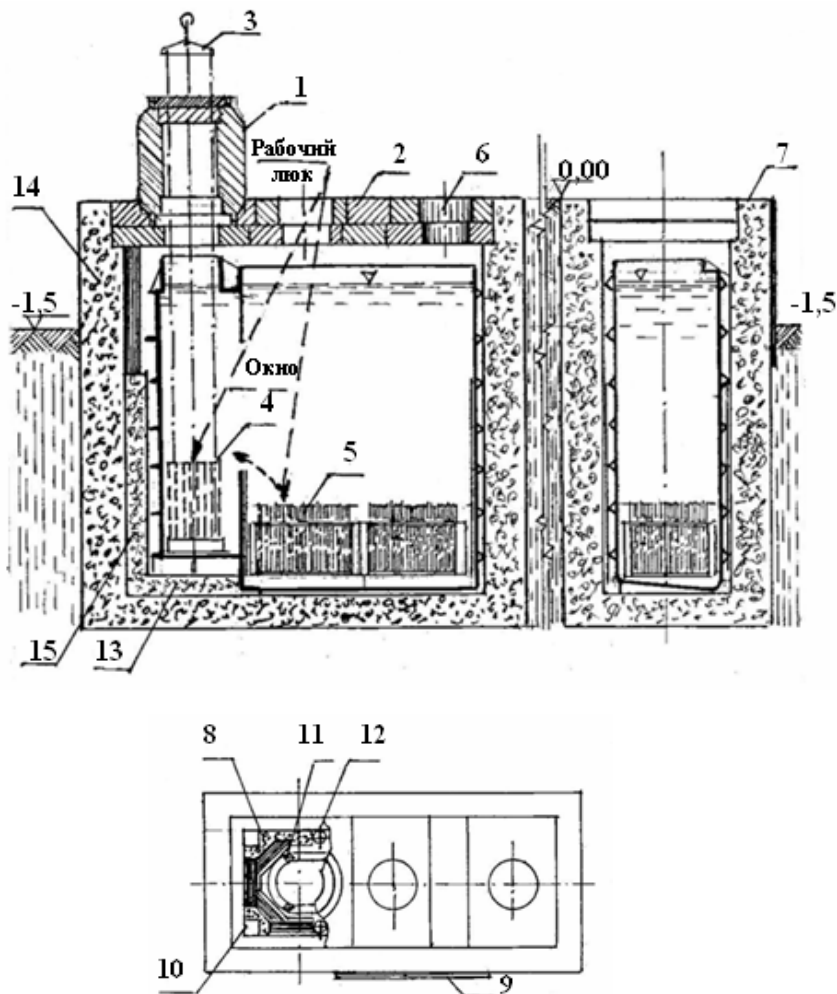


Рис.2. Схема БВ-2

Во внутренней полости бетонной коробки (7) кроме бака размещается дополнительная внутренняя биологическая защита (8), в пакет которой входят сервисные каналы (10) прямоугольного сечения (2 шт.) и мониторные каналы (11) и (12) разного номинала (по 2 шт.). В верхнее гнездо бетонного ограждения устанавливается стальная крышка (2), длина которой перекрывает всю длину каньона. На наружную часть стенки бетонного ограждения на участке размещения технических средств технологического обслуживания комплекса БВ-2 установлена дополнительная внешняя биологическая защита в виде набора стальных листов (9). Бак-хранилище установлен на двухуровневых упорах, один уровень соответствует уровню дна (4 опоры). Второй уровень выше на толщину бетонной подложки, на которую опирается РК (13) своей опорной конструкцией.

Размещение оборудования не требует изменений конструкции бетонного блока и каньона. Производится лишь перекомпоновка элементов комплекса БВ-2

с учетом частичного изменения их конструкций. Боковая биологическая защита усилена внутренними (8) и наружными элементами (9). Внутренняя дополнительная защита состоит из набора стальных листов (14), опирающегося на бетонное основание (15). Вся конструкция жестко крепится к внутренним поверхностям стенок и днища каньона. Верхняя торцевая часть дополнительной внутренней биологической защите (ДБЗВ) находится в плоскости опорной площадки гнезда защитной крышки БВ-2, что обеспечивает дополнительную площадь опоры для наиболее нагруженного элемента крышки. В комплект элементов ДБЗВ входят две группы вертикальных каналов по 2 шт. каждая. Это каналы прямоугольного сечения (10) и каналы круглого сечения (12), доходящие до днища каньона. Прямоугольные каналы предназначены для вспомогательных целей и могут использоваться для временного хранения и дезактивации специнструмента, сбора твердых радиоактивных отходов, образующихся в процессе выполнения радиационно-опасных работ различного назначения, а также для других функций, не регламентируемых проектом. Два круглых канала (трубы) способны выполнять мониторинговые и технологические функции. В процессе загрузки корзины ОТВС осуществляется оперативный мониторинг уровня гамма-излучения с помощью помещенных в каналы независимых детекторов. В режиме выдержки ОЯТ каналы (12) используются для технологического контроля. В них размещаются независимые датчики контроля протечек бака-хранилища. Они же, в случае необходимости, могут быть использованы для введения рукава системы осушения.

Наружная дополнительная биологическая защита (ДБЗН) локально расположена на внешней поверхности стенки бетонного ограждения на рабочем участке обслуживания БВ-2, где установлены соответствующие технические средства и трубопроводная обвязка (9). Цель установки ДБЗВ и ДБЗН – обеспечение надежной защиты от гамма-излучений зон обслуживания при подаче загруженной ОЯТ корзины в контейнер. Введение дополнительных барьеров потребовалось в связи с тем, что емкость корзины по ОЯТ во втором варианте перегрузочной технологии в 7-9 раз выше начального варианта. Это, в свою очередь, приводит к более высокому значению мощности эквивалентной дозы источника, что необходимо учитывать в процессе реализации подъема корзины (наиболее напряженным является момент выхода корзины из воды и вытягивания ее в ТУК).

Бак хранилища (рис. 3) состоит из двух основных сборок – собственно бака и штробы рабочей камеры, сопряженной с одной из коротких торцевых стенок прямоугольной емкости. Конструкция емкости-хранилища и ее внутренней и наружной оснастки, а также внутренних сборок обоих вариантов полностью идентична. Штроба рабочей камеры (1) представляет собой выносной отсек с развитым наружным оребрением (вертикальным и горизонтальным). Горизонтальные пластинчатые ребра стыкуются с угловыми наружными ребрами бака.

Количество наружных горизонтальных ребер штробы (7) и бака (5) одинаково. Система опор бака (4) сохранена первоначальной. Штроба имеет свою опору (6), которая на 200 мм выше опор бака. Рабочая камера имеет горловину (люк), через которую в нее подается корзина ТУК. Корзина опускается на дно РК, где устанавливается на специальную опорную подножку. Бак обслуживается посредством обвязки, размещенной на крышке с площадкой

(3). Установка внутренних сборок емкости-хранилища производится через открытый проем (2), который обеспечивает также работы по загрузке ОЯТ, перестановкам ТВС, передачи ОТВС в транспортную корзину.

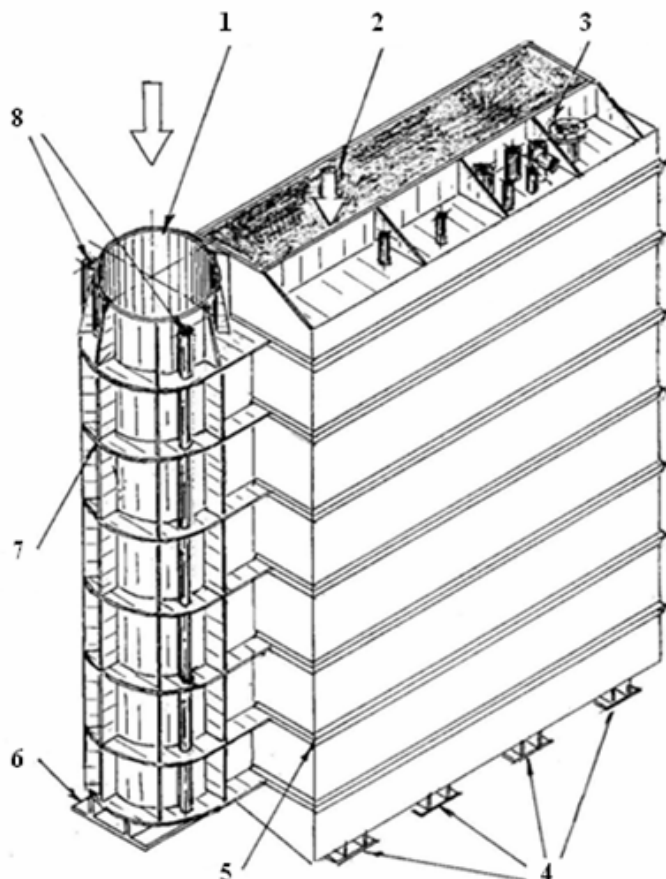


Рис.3. Схема бака хранилища

Прочностные качества изделия по отношению к исходному варианту не ухудшаются благодаря достаточной толщине конструкционного материала и развитой системе оребрения. В наружную оснастку штробы включены два канала (8) радиационного оперативного контроля при выгрузке ОЯТ. Под оснасткой понимается комплект оборудования и технических средств, обеспечивающих нормальное функционирование БВ-2 и обращения с ОЯТ. Сюда входят системы всех видов контроля, средства передачи ОТВС, а также исследовательское оборудование. Системы контроля в новом варианте полностью остаются неизменными как по составу, так и по местам привязки. В целях расширения возможностей оперативного внутреннего контроля радиационной обстановки дополнительно предусматриваются каналы (8). Указанные каналы наиболее приближены к зоне, в которой перемещаются

источники ионизирующего излучения при выполнении операции подъема коробки.

Перечень основного оборудования, необходимого для проведения манипуляций загрузки контейнеров для транспортирования ОЯТ:

- автокран грузоподъемностью ≥ 30 т;
- мостовой кран грузоподъемностью 15 т;
- электротележка для транспортировки контейнера;
- устройство для осушения ОТВС в контейнере;
- устройство для вакуумирования и заполнения гелием емкости контейнера, в котором находится ОЯТ;
- перегрузочная рама;
- стропы и специальные траверсы для проведения манипуляций с контейнером;
- штанги и другое оборудование для перемещения ОТВС дистанционно под водой в бассейне БВ-2 и погрузки их в корзину контейнера VPVR/М;
- видеокамера (с электроосвещением) и видеомониторы для проведения работы с сборками;
- специальный инструментарий для проведения работ с механизмами, гайками, болтами контейнера VPVR/М, динамометрический ключ, торцевой гаечный ключ.

Автокран – стандартный кран, который имеет грузоподъемность 30 т необходимый для снятия контейнера ISO с автотрейлера и подачи контейнеров VPVR/М на электротележку. Мостовой кран – стационарный кран грузоподъемность 15 т, необходимый для подачи контейнера VPVR/М на перегрузочную раму, проведения подготовительных операций для загрузки ОЯТ, подачи готового до приема ТВС контейнера на соответственный люк БВ-2, подачи корзины в бассейн и загрузки ОЯТ и подъема ее с бассейна в контейнер, подачи контейнера на перегрузочную раму, проведения подготовительных операций для транспортировки контейнера с ОЯТ. Электротележка – специально спроектированная и изготовленная тележка для транспортировки контейнера VPVR/М из зоны действия автокрана (на улице) в зону действия мостового крана и наоборот после загрузки контейнера ОЯТ, а также для транспортировки внутриобъектного контейнера от БВ-1 к БВ-2. Перегрузочная рама – необходима для проведения подготовительных работ с контейнером для загрузки ОЯТ и для подготовки контейнера для безопасной транспортировки ОЯТ в Россию.

Выбор конструкции БВ-2 основан на результатах анализа эксплуатационной статистики БВ-1 и накопленном многолетнем опыте персонала по обращению с отработанным ядерным топливом. В эксплуатирующем подразделении существуют хорошо отработанные организационные и технические приемы безопасного выполнения сложных операций с ядерным топливом (аварийных ситуаций и переоблучения личного состав за годы работы реактора не отмечалось).

Организация долговременного хранения ОЯТ предусматривает создание условий его безопасного содержания, которые обеспечиваются техническими мерами и нормальным функционированием систем оперативного и длительного эксплуатационного контроля.

Надежность информации о режиме хранения достигается дублированием средств измерения главных характеристик безопасности:

- самоподдерживающаяся цепная реакция (СЦР) – двухканальная САС;
- уровень – ультразвуковой канал, канал прямых показаний;
- протечки бака – двухканальная система контроля;
- контроль температуры – не менее чем в двух точках;
- контроль разрежения – электрическим и механическим способами.

Важной задачей обеспечения надежности системы хранения является предотвращение коррозионных разрушений несущих конструкций, что достигается поддержанием нормального водного режима. Контроль среды проводится как периодически (радиохимический анализ проб в лаборатории реактора), так и постоянно с помощью измерения проводимости воды. Увеличение проводимости воды (плотности электролита) является основной причиной электрохимической коррозии при наличии разнородных по активности материалов.

Контроль коррозионных процессов по образцам-свидетелям производится по специальной методике. Время выдержки образцов-свидетелей в БВ-2 определяется практически по показателям качества воды, условиями размещения и на основании опыта проведения на реакторе аналогичных исследований. Вода при длительном хранении может загрязняться продуктами коррозии, вентиляционными продуктами, а также биоорганизмами, способными выдержать реальные дозовые нагрузки. Для периодической очистки воды на реакторе существует мобильная сорбционная установка, которая при обслуживании БВ-2 подключается к свободным патрубкам гидросистемы заполнения и осушения хранилища.

Модернизированная система обращения с ОЯТ должна обеспечить:

- прием ОЯТ из БВ-1 и размещение ТВС по заданной рабочей программой схеме;
- долговременное (до вывозки на переработку) безопасное хранение ОЯТ;
- осуществление оперативного и постоянного контроля параметров безопасности;
- выдачу ОЯТ в транспортные средства грузоперевозчика и организацию отправки за пределы института;
- проведение исследований и экспериментально-прикладных работ с использованием ОЯТ как гамма-источника.

Основные критерии выбора конструкции БВ-2 и его характеристик;

- разумная достаточность при определении конструктивных параметров и взаимосвязанных параметров безопасности в соответствии с принципом “ALARA”;
- соблюдение положений нормативных документов в области обращения с отработанным ядерным топливом и создания систем его хранения;
- характеристика зоны и площадки размещения исследовательского реактора (сейсмика, метеорология, наличие внешних техногенных факторов негативного воздействия);
- БВ-2 должен иметь общую зону радиационной безопасности с главным залом реактора, с общим строительным ограждением и обслуживаться едиными системами спец. вентиляции и спец. канализации, а также располагаться в зоне физической защиты ВВР-М;

- помещение БВ-2 должно надежно и простыми способами изолироваться в момент проведения радиационноопасных работ, вентиляционный режим при этом обеспечивает соблюдение принципа: разрежение в БВ-2 больше, чем в помещении, а в помещении больше, чем за его пределами;
- локальные элементы и устройства физической защиты должны гарантированно исключить несанкционированный доступ в помещение БВ-2;
- при создании хранилища следует максимально использовать конструкции и фрагменты незавершенного БВ-2;
- БВ-2 должен быть адаптирован к транспортным средствам, средствам перемещения грузов и грузоподъемных механизмов реактора;
- связь с инженерными сетями и коммуникациями ВВР-М должна быть кратчайшей.

Надежность БВ-2 обеспечивается: применением надежного стандартного оборудования; дублированием основных систем контроля; достаточным ресурсом оборудования; простотой конструкции.

Безопасность БВ-2 достигается: размещением изделия; достаточностью биологической защиты; минимизацией и простотой операций по обслуживанию и эксплуатации; организационными мерами; изоляцией зоны производства радиационно-опасных работ.

Проектом предусматривается использование БВ-2 как источника ионизирующего излучения для проведения исследовательских работ, таких, например, как стерилизация медицинских инструментов, определение влияния гамма-излучения на материалы, в том числе полупроводниковые приборы, другие материалы, не имеющие в своих составах делящихся изотопов.

Мониторинг окружающей среды осуществляется в тех же местах и с такой же периодичностью, что и при работе реактора и производится персоналом Центра экологических проблем атомной энергетики ИЯИ НАНУ. Предусматривается следующий радиационный контроль: измерение МЭД гамма-излучения; плотности потока нейтронов в помещениях БВ-2; объемной активности радионуклидов в воздухе; загрязненности поверхностей помещений и оборудования, спецодежды и тела персонала; индивидуальных доз персонала.

Включение в реакторный комплекс БВ-2 как дополнительного источника ионизирующего излучения не приведет к превышению контрольного уровня годового лимита дозы индивидуального облучения, который установлен 18 мЗв. Годовая дозовая нагрузка, приходящаяся на эксплуатацию и техническое обслуживание БВ-2, включая вывоз ОЯТ, не превысит 1,8 мЗв (т.е. 10 % годового лимита).

Введение в эксплуатацию БВ-2 обеспечит нормальную работу реактора в течение (10 ÷ 15) лет без вывоза ОЯТ.

ЛИТЕРАТУРА

1. Skoda VPVR/M cask for transport and storage of nuclear spent fuel from research reactors. – Czech Republic. – 2005. – 9 p.

UDC 621.039:338.27

**PROBLEMS OF FUTURE ENERGY MARKET
PLANNING AND OPTIMIZATION**

Vladimir Lelek, David Jalůvka
(*Nuclear Research Institute Rez, Czech Republic*)

Probable development of energy market is described in the article and special attention is devoted to the nuclear energy, which not only consume, but also produce raw material and how to proceed to avoid crises in supply.

Problems of future energy supply of heat, liquid fuel, electricity are described. Expected effect will be jump in prices or regulated supply to equalize supply and use. It can completely change our standard consideration of profit. The main profit will be to avoid losses and unemployment.

INTRODUCTION

Our dream is to have functional dependency of energy market demands and possibilities to fulfill it and further it will be some mathematics to evaluate the most profitable solution during the forthcoming century. There should be without troubles (at least principal) to evaluate optimal, in the sense of money, solution for any concrete time or maximized profit during the power-station lifetime. Contemporary existing simulations are analyzing supply of energy in such models and time is included via inflation rate only. Let us try to describe, what could be and very probably will be and what is destroying such traditional approaches.

If there is enough raw material, either solid fossil or liquid or gas fuel at the place you transmute it into electricity or oil for cars and produce goods and such a way ensure your life and rich, trying to work less and have more, and greater and greater part of the society is working as servants to others. The procedure is starting to be tough if there is no or less energy or servants or they are going to be too expensive. If there is no electricity – you will have no production, if there is no liquid fuel – you will not have south fruit on the north or at least in the greater distance from railway stations. There will be also consequences for all – if they do not sell, they will not be able to pay; if they do not have money they will not buy goods and there will be unemployment and fall down of living standard with probable social consequences. Market will react with the change of prices to equalize offer and demand.

What can you do? You say – no problem I shall accelerate my raw material production – here are the questions: do you have any? – yes, they are over there – obvious answer is that they are not mine they are privatized and I have open boundary and market, my sources from mines are through taxes and maybe my people (from my state) will not be able to pay so high price as the foreign ones and I shall have nothing. Such a way we are coming to the different possessors with different philosophy of profits. Private ones are maximizing profit, state (government) should try to avoid losses to repeatedly voted. What is the measure in money to stabilize market – probably degree of expected losses and their costs. Here we have recommendations how to survive: we must produce cheaper in the sense of energy demands. We can use temporary measures – formulate agreements or limitations for production or privileges to local consumers. Such features have time characteristics, this means time in which they could be introduced either from offer or from demand sides. What is the greatest demonstration of such considerations?

There is known feature called Hubert peak in the oil production – if we do not go into details it means that around 2016 there will be maximum of oil production, we reach about one half of all traditional oil resources and further production will be inevitably decreasing. Maybe for us no problem if we use existing amount and decrease will be smooth and slow. But it is surely not right – growing economies of developing countries like China and India are moving forward with the annual velocities reaching ten percent and this means, that they will need even more energy than developed countries for such grows (more than one half of the grows). Even if the production is decreasing slowly demand from developing countries will grow quickly. Therefore a significant outage of energy supply (primarily oil and liquid fuels) in developed countries can be expected in the period of primary energy shortage after Hubert peak. But oil is not a special example – any other resource if it is nearly exhausted is harder accessible and you are not able to keep too high production as before and also you are not ready to invest into the ending capacities. For our forecasts over the intervals several tens of years it is necessary to evaluate analogies for Hubert oil peak for coal and gas regions.

Question is – are we prepared to such phenomenon of future live – are we able to transform our cars for additional fuels and our technologies and living standards to new limitations? How much and how quickly are we able to produce additional car fuels? Are we able to limit our transport needs? Are we able to estimate resources needed to such transformations?

1 RESOURCES INVENTORY

Standard meaning of our (our means our state, our country – because state is the unit, we are at least trying to have some planning in it and maybe we can do some measures to correct forthcoming situation) resources is resources on our territory.

But let us analyze more deeply word our resource in our state. Our state is not closed system in the existing economy, we are open to external pressures and generally depends on the possibility to pay to whom we shall supply our resources. General rule is money and price. We (state) should take care about all our citizens and that is why, it is not question only about money but also about economic policy and overall balance of gain and losses (losses in the production using your resource). Just now we are not able to answer, where it will be possible to reach maximal prices and calculate balance – but it is clear if our people will not work, they will not have possibility to buy, and you as state will have to give them at least something to survive and organize due the sold resource new production or more effective production.

Characteristic of our resources should be their accessibility in the shortage period or in the scarcity period. Scarcity and shortage have special sense in the economy; scarcity is more near to our situation and means limiting resource, due to which it is not possible to fulfill all demands and the situation is still not stabilized in the market, and your policy is to avoid big troubles and quickly come to new stable curve of the at least comparable standard of living. Our task is to evaluate way of our steps and new technology needs.

Let us give examples of raw materials resources: they are either global – nearly the same price all over the world and relative small transport costs. Uranium is the typical example. Typical local resource could be geological thermal resource, which could be transported only via electricity production. In between there is coal, which is effective for energy production only in the surrounding of its mine. Concerning coal

there were consideration to transform it into liquid fuel and only then to transport it into the final user.

Different philosophy will be at suppliers of raw materials – to reach the highest prices as payments. But there should be thorough analyses, if the buyers go to the bankrupts, he will not be able to pay because he will not produce. Both must cooperate to avoid such consequences.

We hope that through such considerations we shall be able to estimate something like index of real possession, which could be used for estimation of period of deep scarcity with danger of losses in production due to it.

2 FUTURE ACTION PLANNING

The best example is also oil supply, which goes to supply troubles just now periodically, because there are too small reserves in supply and from time to time either people or weather brought troubles into production of oil products and consumers have fear from the stop of supply and in some sense proportionally to it, they are ready to pay more. But the troublesome situation is still temporal and after some time lost of reserves on the market is supplied.

Different situation will be if the lost of supply cannot be delivered later – we must do something to avoid losses in goods production and road movement and this is either save somewhere or to add something to the market – new technology either in production of energy or in production of goods. And question is: Do we know what and how? Do we have time to do it?

Let us compare influence of technology changes – first of all time needed to know, what to do; this means to have industrial project of factory either to produce oil from coal or another way of transport or anything else. To start big industrial project in nuclear branch is more than ten years (US estimation in current DoE studies is about twenty years, see [1]) – for us typical now is high temperature reactor at the first time to repeat old high temperature reactor with higher output temperature ~900°C, and connection with catalytic water splitting. Such technology has enough (at least for the first time) uranium, but must be realized in the vicinity of oil refineries or coal mines and to be able to repeat it on the regular basis needs experience; repeating is possible with low risks of economic losses only after some stage of such facility. Really twenty years is something like expected interval – it is too long to catch the first attack of scarcity.

Such a way we have an intermediate conclusion: use existing more or less known technology even if it is not sustainable to avoid losses of production due to the lack of energy source (in this case – liquid fuel) and prepare sustainable technological way.

Looking on this problem, already first comparison of energy needs gives us so much nuclear energy needs that it surely influence the overall uranium ore balance that fast reactors will be sooner needed and this is big demand.

3 NEIGHBORS

Mutually connected states and regions are giving complex economic and technical picture and we should understand, who are our partners and following it prepare ways of common steps.

There is special position given by the possibility of energy supply – in the case of neighbors it is the first possibility, to exchange energy – for the too long distance it is not possible due to transport losses. Just now fully global is only nuclear material

and oil. Limiting possibility has gas, but it could be changed, when liquefied gas will be fully introduced.

Practically fully transformable is technology – there should be only some degree of overall knowledge and education to introduce new technology – but if we want it, we must at least understand it to be able to expect, when it is introducible in our condition. The only way now is to take part in the development. Most of big energy production or transformation technologies are out of even big states possibilities and there should be some diversification of technology development and at the end ways of results exchange.

Anyway there is special position of geographical neighbors and the best and recommendable way is cooperate with them to reach the same or at least near understanding of future steps – neighbor's troubles or bankruptcy unavoidably come to us.

4 COMMON UNITS – MONEY

Existing Russian and American forecasts (and partially also French) are analyzing future energy situation without introducing concept of money and prices. They are based on supposed electricity demand and growing energy use and accessible raw materials resources. There are no special ways, how to separate nuclear energy from overall energy mix (coal, gas, oil, nuclear and others) – the curve of growing nuclear energy is based on different forecasts of “velocity” of nuclear power-stations realizations, population grows and industry needs. This not very precise formulation is coming to the conclusion that there will not be enough uranium from mines about 2040 and from that date we shall need breeders with as high as possible breeding ratio. [DESAE, DANESS]. Up to now there were no direct attempts to transform it into money and investments concepts. There are estimations, but without deeper explanation, in the works Hirsch, Bezdek, Wendling reports – [1], [2].

Because different energies are exchangeable (naturally with some losses, done by technologies), our measure should be optimal profit in comparable units, and it is under question mark, either in the given time or during some period of time. Part of our decision is moved by knowledge – to have knowledge, projects ready to build capacities. Such knowledge must be collected very soon – generally about ten years before the time supposed for realization – on the other side it could be practically done only one times all over the world and we can have, if we realize good technical policy. Immediate decision is motivated by raw material accessibility at the given site and optimization among different possibilities. Unfortunately realized capacities lifetimes are changing from 30 to 60 years and maybe even more. We shall have anyway great uncertainties in our decisions but we do not see any other way than to recalculate all our steps into one unit – money. Maybe step forward could be, if we subdivide money into some more invariant units like people works, amount of material needs for the capacity realization, independency in outer supply – long time guaranty of supply etc. But the final decision will be with our existing knowledge probably peace of art.

5 NUCLEAR ENERGY DURING TRANSFORMATION PROCESS

There are external influences into the technical policy and into nuclear energy specially. Market of European energy will be strongly influenced if for example Germany does not change its policy and really will close step by step nuclear capacities. We do not know how introduce such public influence into the technical consideration and how it will be realized in growing unification within European

Union. It is not possible to cancel only part of functional, because we know forward that too great part of wind energy is giving instability into the net and there are not enough ways, how to limit it, if we do not decide to limit it artificially or introduce special capacities to equalize net – it will be surely more expensive. Generally up to now it is not supposed to work with nuclear in the too frequently and too changing regimes and what will be price for it during the reactor lifetime and what will be new lifetime in such special ways of work. At the same time we cannot go into the too detailed description for the too far time intervals, because such a way we cannot be able to come to some conclusion.

It is without any doubt that just now we are able to construct in the industrial measure only PWR, WWER, BWR or PHWR reactors – their expecting lifetime will be sixty years; surely at the end there will be hardly uranium ore accessible. Price of uranium is growing – ten times during the last five years. Stop of price growing could be probably found, if we analyze demand, existing mining capacities, prices of nuclear and fossil energy and capital to open new mines. Internal analyses in the countries should be done to consider it and surely compare reprocessing prices and re-enrichment of the spent fuel. Our position was all the time that spent nuclear fuel is valuable raw material. Local country analyses should have as conclusion ways to ensure fuel during the whole reactor lifetimes and future transformation of all nuclear capacities to the sustainable regimes with fast breeders.

Even if there is not enough knowledge and experience how to transmute or spent minor actinides, starting fast breeders with plutonium fuel will put this problem much sharper and there will be enough actinides fuels to construct even the special reactor only for actinides fuel. Such technical steps cannot be realized in all existing planning units (our states) independently; it is one of the problems of technical policy how to do it and with whom to do it and where to do it and who and how to pay if we decide commonly to realize it and in this sense support common safety. Time interval, in which it is put is about 2040 (already in industrial operation) – this means that about ten years sooner massive reprocessing will start – plutonium will go into the fuel elements for fast breeders and actinides accumulation will start. We want all the time exclude such situation. There is the only solution – be prepared for minor actinides spending by fission. Extrapolation of existing public meaning and even the perception of general risks are avoiding possibility to give any subject too much dangerous material. There must be much deeper technical knowledge, if we want to support INPRO ideas of regional reprocessing and fuel elements supply centers. To be sure that it will be accepted, it must be conducted together with spending minor actins on site of fuel reprocessing. Even if we expect that from the point of view of energy it will not be necessary to add something, amount of such facilities will be very small and consequently their technical development will not bring too much profit – money sources should be collected by something like taxes from the customers and privilege to have exclusive possibility to reprocess fuel have to be supported by demonstration of ability to spent minor actinides. Taking into account technological complexity of such task, its R&D works already had to start in sufficiently great extends. Development of people's society is known for about several thousand years and it is more probable to extend not very positive past than to believe for idealistic global development.

Described procedures are technically inevitable and that is why they must be included into the commonly acceptable plan, respecting local feature and possibility.

Even if nobody wants to cast doubt on it, we suppose that our states will exist during the planning periods and will form planning units.

6 US DOE INFORMATION ABOUT THE FUTURE TRANSPORT

Accessible transport is nowadays ensured exclusively by liquid fuel from oil. The only complex studies of it from the long time perspectives, which we know, are from US and could be found on www.doe.gov pages, . Let us describe its main conclusions from our point of view and possibility of supply via nuclear energy.

The first analysis was done, to answer question: are we able to change our cars or to introduce do transport via railway and use electricity? Answer was negative – existing attempts of hydrogen cars are too expensive and there are no technical responsible believe to expect new technology development to bring prices on the existing level; even if we have it, time interval to exchange cars for new ones needs about twenty years. The only recommendable way now following that study is enlarge liquid fuel production.

New liquid fuel production is nothing new – artificial fuel was produced for German troop from brown coal in former Böhmen und Mähren during the Second World War. There is nothing special on it. Existing newer technologies are commercially working in South Africa today. But such classical technologies produce CO₂ and using either additional coal or natural gas to produce hydrogen to change carbon for chemical molecules analogical to petrol. We do not have enough gas for it or maybe only for temporal period. More sustainable is high temperature reactor and water splitting.

There are several years information on www.doe.gov how to evaluate and compare various ways to produce additional liquid fuel, [10]. Each year it is about 1400 pages of technical survey text. Conclusion is that we shall need several ways to do it including production of fuel from crops, but from all production with wood or straw. How to use straw is not yet clear.

It is not clear also how to effectively use tar sands and oil shell.

The only what seems us clear that you can save lot of gas if you produce hydrogen from water. Problem is that you must now use thermal reactor with high enrichment about ten percent and temperatures, which you need are about 200°C higher that those you have experience with. Term, to build up the first facilities, is not yet specified, and there is indirect information that it will be about 2020. To suggest more or less sustainable solution you will need fast high temperature breeder – result could be expected even later. Intermediate solution or suggestion how to proceed to avoid transport bankruptcy or limitations are still looked for.

There is nothing better and we must at first read it and than to try to look about some decisions.

Market for hydrogen is even now without liquid fuel production huge and in US it is estimated for about hundred of 2000 MW thermal reactors.

7 INDICATIONS OF WAYS TO ANALYZE FUTURE

There was a very successful analysis of technology market penetrations, when one older technology is substituting with newer ones, [4]. Even if it is not analyzed new technology is cheaper and better – this is cover in coefficients of substitution – bright examples is change steam locomotives to oil ones. Generalization to several technologies was applied to energy in various forms: wood, coal, oil, gas and partially also nuclear.

Weakness of such approach is that you need to have at least ten percent of the market segment to calculate new distribution – to remove it we probably must be able to interpret parameters of the curves, which maybe enable us estimate them from the supposed technology analysis.

Second peculiarity is that beginning about 1990 it is not working. Probable reason is that world economy is splitted into developed and developing regions. When developed world is supplying developing part by not only technologies but also by investments, then velocity of growths is different and demands on energy in the developing part is much greater and quickly is moving to the corresponding technology level – the more advanced technology is put into the industry and its structure the more quick is energy demand in the sense of moving to the existing developed world. There is believe, if we go deeper into such analysis we can be able maybe more precisely forecast future energy demands and what is our main task future and existing technology development direction.

All our existing information show us that there is technology gap among liquid fuel demand and supply possibilities. Existing technology knowledge, using nuclear (produced via nuclear energy) hydrogen will not be sooner than around 2020 and some intermediate steps either in more massive technology development or into the intermediate supply ways would be needed.

All main nuclear countries are currently doing analysis when and how transform their own and world economy to sustainable future raw material base. There is in the visible future period of fast breeders (obviously started in 2040). Such conclusion is consequence of current understanding of uranium accessible resources. Program DESAE [11], [12] is available for the INPRO cooperation and for all participants. Its current version will need further development to catch effects mentioned in this proposition, even if we do not expect full understanding and parameter description of such complicated technical-economical future industry description.

8 STABLE AND VARIABLE SUPPLY OF ENERGY

It is known, that the energy supply (specially electricity) is not stable all the day. There are working days, weekends and during each day we have day and night and at least morning top of demands. The electricity mix from water, gas and coal traditionally ensured it. Nuclear was up to now supposed for stable work from fuel exchange to another fuel exchange. That is why the exchanges are obviously in summer, because electricity demand is lower than in winter. Coal, oil and gas are in storages and their use do not depends on daily even non-expected demand.

We have strongly different view on the situation if we want to use nuclear in different powers during the day. Basic part of nuclear electricity price is to cover investment into to the power station. There is no experience how to calculate lifetime of nuclear power plant during the change of power – if it is on the first guess without influence, nuclear electricity will cost more – proportionally to the power decrease.

The same even sharper effect is arising with different forms of “ecological” sources. Bio-fuel is added to coal, but wind and solar energy need the same capacity in gas or oil to be able to keep stable supply. So that is not acceptable (like in Czech vision up to 2030 and the same in EU) to have prescribed amount of ecological energies without compensation of variation supply. It is special task, to establish and simplify such connections, to be able to use it for future estimations, where we can

take into account only basic dependencies. Even if here we are not sure about effects, expected changes could be about twenty or more percents in supply and money estimations and will need materials in short supply. To have big wind energy park, could be very costly, mean exploitation is even on the best places less than twenty percent and you need the same maximal capacity in gas or oil which will go 4/5 of time. Huge wasting of gas or oil or greater nuclear energy prices is the consequence. More detailed description should be prepared or such study should be formulated and done by other specialists.

CONCLUSIONS

We hope that based on the suggested material, which is taken as open to further improvement, situation at each partner will be described and if we are successful – we shall prepare model, simulating market development and optimization of energy supply and technologies R&D works.

We cannot do anything; specially, we can hardly go into details of even classical new non-nuclear technologies. But we cannot successfully plan new nuclear capacities, if we do not understand market demands, technology possibilities and financial limitations.

We can and must study segment of nuclear market, its development and place in it, avoid home collapsing of energy supply, and at least try to cooperate with local partners, their knowledge, and at the parts where we can do or produce something for nuclear market also take part in the development.

REFERENCES

1. Hirsch R.L., Bezdek R., Wendling R.: Peaking of World Oil Production: Impacts, Mitigation, & Risk Management, U.S. Department of Energy – National Energy Technology Laboratory, February 2005.
2. Hirsch R.L., Bezdek R., Wendling R. Economic Impacts of U.S. Liquid Fuel Mitigation Options, U.S. Department of Energy – National Energy Technology Laboratory. – July 2006.
3. U.S. DoE: Future U.S. Highway Energy Use: A Fifty Year Perspective, Energy Efficiency and Renewable Energy. – May 2001.
4. Peterka V. Macrodynamics of Technological Change: Market Penetration By New Technologies, International Institute For System Analysis, Laxenburg, Austria. – December 1979.
5. Velikhov E. P., Gagarinski A.Yu., Subbotin S. A., Tsibulski V. F. Russia in the World Energy of the XXI Century, IzDat – Nuclear Science and Engineering Publisher. – Moscow. – 2006.
6. International Energy Agency: World Energy Outlook. – 2004.
7. European Commission: World Energy Technology Outlook – 2050. – Luxembourg. – 2006.
8. Haefele W., Anderer J., McDonald A., Nakicenovic N. Energy in a Finite World – Paths to a Sustainable Future, International Institute for Applied Systems Analysis. – Cambridge. – 1981.
9. U.S. DoE: Hydrogen Posture Plan, Hydrogen Program. – February 2004.
10. U.S. DoE: 2006 Annual Progress Report, Hydrogen Program. – 2006.

11. Tsibulskiy V., Subbotin S., Khoroshev M. Application of Integrated Computer Model DESAE (Dynamic Energy System– Atomic Energy) for Performing Global Analysis in INPRO Assessment Studies. IAEA, INPRO. – 2004.
12. Tsibulsky V. F. The Interactive Model for Quantitative Assessment of Nuclear Energy System Key Indicators – Code DESAE-2 – Algorithm, Structure and User Manual of Model, Russian Research Center Kurchatov Institute, Moscow. – 2005.
13. STATE ENERGY POLICY OF THE CZECH REPUBLIC (approved by Government Decision No. 211 of March 10, 2004).

УДК 621.039

НАУЧНЫЕ АСПЕКТЫ РЕГУЛИРОВАНИЯ ЯДЕРНОЙ И РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ

А.В. Носовский (Государственный научно-технический центр ядерной и радиационной безопасности)

Рассмотрены некоторые аспекты и имеющиеся проблемы в области осуществления научно-технической поддержки регулирования ядерной и радиационной безопасности. Показано, что регулирование безопасности является неотъемлемой составляющей культуры безопасности, а первичные данные, используемые для принятия регулирующих решений и нормирования вопросов безопасности, должны иметь строгое научное обоснование, основываться на современных знаниях, национальном и международном опыте эксплуатации ядерных установок и результатах научных исследований.

В соответствии с рекомендациями международной консультативной группы по ядерной безопасности [1] наивысшим политическим уровнем, влияющим на безопасность атомных станций, является законодательный уровень, обеспечивающий национальную основу для культуры безопасности. Правительство проводит культуру безопасности посредством законов и законодательных актов и путем делегирования своей ответственности в сфере безопасности ядерных установок определенным государственным структурам. Таким образом, создается национальный климат, при котором безопасность является делом ежедневного внимания. Политика, проводимая на высшем уровне, способствует формированию рабочей атмосферы и условий, в которых действуют конкретные предприятия и отдельные лица.

Регулирование безопасности использования атомной энергии является одним из фундаментальных принципов менеджмента безопасности, цель которого – обеспечение безопасности населения и окружающей природной среды [2]. Для реализации регулирования на государственном уровне учреждается определенный орган исполнительной власти, независимый от тех государственных органов, организаций и должностных лиц, деятельность которых связана с использованием атомной энергии, а также независимый от местных органов власти и самоуправления. Регулирование безопасности оказывает существенное влияние и на процессы обеспечения безопасности, и на развитие атомной энергетики.

Регулирование безопасности в сфере использования ядерной энергии тесно связано с необходимостью решения многочисленных и сложных проблем научно-технического характера. Общепринятой и наиболее эффективной международной практикой является создание при регулирующем органе *организации технической поддержки*. Такая организация состоит из сотрудников, специализирующихся в различных научных, технических, инженерных областях, которые способны выполнять компетентные технические оценки, а также проводить собственные исследования и разработки для решения проблем регулирования безопасности.

Основными направлениями научных исследований в области использования ядерной энергии являются:

- безопасность персонала, населения и окружающей среды;
- разработка новых систем, компонентов и технологий, использующих ядерную энергию;

- совершенствование, модернизация, повышение эффективности эксплуатации существующих технологий.

Эксплуатирующая организация, отвечая за безопасность ядерных установок, вместе с органом государственного управления, отвечающим за развитие отрасли, обязательно участвует в проведении научных исследований по всем этим направлениям.

Деятельность по обеспечению научно-технической поддержки регулирующего органа имеет свои особенности и отличия от той научной работы, которая выполняется научными организациями для целей эксплуатирующих организаций. Основная цель научной поддержки регулирования – научное обоснование регулирующих решений, принимаемых в условиях практической деятельности.

В обобщенном виде основными задачами научно-технической поддержки регулирования ядерной и радиационной безопасности являются:

- проверка, анализ и оценка достоверности и качества исследовательских работ, выполняемых отраслевыми организациями по обоснованию безопасности, критериев и принципов безопасности;
- разработка норм и правил, регулирующих вопросы безопасности;
- разработка предложений по проведению исследовательских работ, включенных в условия действия лицензий;
- выполнение научных работ, направленных на разработку и обоснование критериев и принципов безопасности;
- обобщение опыта проведения исследований в области ядерной и радиационной безопасности.

Проверка, анализ и оценка достоверности и качества исследований, выполняемых отраслью по обоснованию безопасности, критериев и принципов безопасности. При этом основной задачей является проведение независимой проверки на соответствие действующим нормам и правилам, анализа и оценки результатов, полученных и представленных лицензиатом. Проверку можно выполнить разными способами. Можно повторить выкладки и расчеты, труднее повторить эксперименты. Однако качественная проверка состоит не в повторении пути получения результатов, а в достижении их иным способом. Это может быть расчет, выполненный по альтернативной методике, а может быть сопоставление полученных результатов с данными других исследований. На основании проверок и анализов осуществляется оценка достоверности, состоящая в признании обоснованности результатов, формулировании дополнительных условий принятия результатов, а иногда в отклонении полученных результатов как недостоверных [3].

Регулирующие решения должны основываться на экспертных заключениях, выполнение которых является одной из основных форм научно-технической деятельности, проводимой организацией научно-технической поддержки органа регулирования.

Разработка норм и правил, регулирующих вопросы безопасности. Процедура разработки, пересмотра, согласования, утверждения и ввода в действие всех нормативных документов, относящихся к компетенции органа регулирования ядерной и радиационной безопасности, включает:

- проведение научно-исследовательской работы, анализирующей и обобщающей имеющиеся знания и опыт;
- поэтапную, итерационную подготовку проекта документа;

- рассылку этого проекта на рассмотрение во все заинтересованные организации на каждом этапе;
- подготовку на основе полученных предложений сводок отзывов;
- одобрение проекта документа всеми заинтересованными ведомствами;
- утверждение документа органом регулирования.

При разработке норм и правил неукоснительно соблюдается ряд основополагающих принципов, важнейшим из которых является учет опыта эксплуатации объектов и применения регулирующих требований, а также современных достижений науки и техники. Принципы, критерии, нормы, правила и требования должны включаться в нормативные документы только после апробирования их инженерно-технической практикой, основанной на результатах экспериментов и расчетов, и после подтверждения опытом эксплуатации.

Разработка предложений по проведению исследований, включаемых в условия действия лицензий. Условия действия лицензий должны выполняться обязательно; невыполнение их грозит отзывом лицензии. Поэтому в условия действия лицензии могут и должны включаться такие научные проблемы, которые актуальны, нацелены на проблемы обоснования безопасности, повышения уровня безопасности, необходимы и выполнимы при существующем уровне развития науки.

Для лучшей организации работ ежегодно должен выполняться анализ экспертных заключений и формирование перечня исследовательских работ, включаемых в условия действия лицензий и которые, по мнению регулирующего органа, необходимо проводить за счет средств эксплуатирующих организаций. Таким образом, выбор направлений научных исследований должен осуществляться специалистами организации научно-технической поддержки регулирующего органа. Из числа научных тем следует выбрать главные, имеющие принципиальное значение для актуальных вопросов, включаемых в условия действия лицензий.

Научные работы, направленные на разработку и обоснование критериев и принципов безопасности, являются наиболее ответственными в проблеме как обеспечения, так и регулирования безопасности. Эксплуатирующие организации отвечают за обеспечение безопасности, и именно они должны инициировать и организовывать выполнение научных исследований в этом направлении. Но интересы эксплуатирующих организаций состоят в выполнении критериев безопасности, поэтому все работы в этом направлении ориентированы на обоснование достижимых критериев и принципов. В ужесточении критериев безопасности эксплуатирующая организация не заинтересована. Научная поддержка органа регулирования состоит в проведении анализа и оценке представленных обоснований, сопоставлении их с отечественной нормативной базой, рекомендациями МАГАТЭ и других международных организаций с целью обеспечения соответствия критериев и принципов требованиям национального органа регулирования, а также достигнутому современному уровню развития науки и техники и международной практике.

Анализ и обобщение отечественного и зарубежного опыта. Эта деятельность служит важным средством решения стоящих перед регулирующим органом задач путем разработки различного вида методических рекомендаций, которые после апробации в практической деятельности могут быть

использованы в нормативных документах по безопасности. Особое место в этом виде деятельности отводится международному сотрудничеству.

Любая страна вправе не принимать во внимание международные рекомендации по вопросам безопасности, а утверждать свои национальные стандарты в соответствии с имеющимся национальным опытом, знаниями и экономической ситуацией. Конечно, проще всего использовать международные рекомендации, тем более, что при этом появляется желательная для всего цивилизованного мира унификация стандартов. Но это недопустимо без анализа конкретных технических, экономических и политических особенностей государства. Все первичные данные, используемые для нормирования принципов и критериев безопасности, должны иметь строгое научное обоснование [4]. Они должны основываться на уровне используемых в стране технологий, реально существующей экономической ситуации, результатах исследований и их достоверности.

Оптимизация регулирования ядерной и радиационной безопасности должна усилить внимание лицензиатов к реальной безопасности с учетом следующих основных аспектов: поддержание или повышение уровня безопасности, увеличение эффективности и производительности, увеличение доверия населения и снижение необоснованного регулирования. Такой оптимизированный подход к принятию регулирующего решения объединяет детерминистические, эмпирические и вероятностные компоненты, с целью сфокусировать внимание на важных для безопасности вопросах и не накладывать на общество необоснованно завышенные затраты. Он основывается на том, что за безопасность ядерных установок, в первую очередь, отвечает эксплуатирующая организация, а регулирующий орган твердо придерживается миссии внедрения требований общества по его безопасности, а также защите окружающей среды. В связи с этим усиливаются требования по обеспечению регулирующего органа качественной научно-технической поддержкой, основанной на современных научных знаниях и использовании мирового опыта.

Безопасность – это, прежде всего, обязательное вложение финансовых ресурсов с целью поддержания достигнутого уровня безопасности и его повышения. Правительство должно поддерживать экономическое положение атомной отрасли в объеме, обеспечивающем необходимый уровень безопасности. Финансовые ресурсы должны расходоваться на многие аспекты безопасности и быть достаточными для проведения научных исследований в области безопасности, анализа и адаптации международного опыта, разработки нормативных документов [5]. Но ситуация, которая наблюдается в настоящее время, ни коим образом не свидетельствует о достаточности такого финансирования со стороны государства. Так, ежегодная программа научно-исследовательских работ Государственного комитета ядерного регулирования Украины финансируется в объемах, недостаточных для обеспечения этого важного для безопасности направления деятельности.

За последние годы наука в Украине претерпевает большие изменения не в лучшую сторону. Это напрямую связано с политическими и социальными процессами, происходящими в обществе, а также с существующими проблемами в экономике. Успехи хозяйственной, экономической и научно-технической деятельности напрямую зависят от наличия кадров, способных разрабатывать и внедрять новые идеи и технологии. К сожалению, в Украине происходит процесс

утечки научных кадров высокой квалификации, что разрушает имеющиеся научные школы. В эпоху, когда постоянно необходимы люди интеллектуального труда, в Украине идет уменьшение численности ученых, инженеров и педагогов - всех тех, кто создает основу всего общественного производства современного государства.

Принцип остаточного финансирования, имеющий место в настоящее время в Украине, подтверждает отсутствие у власти понимания авангардной роли науки в устойчивом росте экономики страны. Еще в начале XX века о значении науки для судеб государства говорил выдающийся ученый И.П. Павлов: "Государство сильно своими великими людьми. И только тогда, когда оно начинает обращать внимание на своих крупных представителей, и, прежде всего на ученых, государство входит в свой сознательный период, постигает главный механизм жизни". По всей видимости, правительству Украины, многие представители которого постарались быть причастными к науке, украсив свои визитные карточки академическими и профессорскими званиями, еще предстоит войти в свой "сознательный период" и "постигнуть главный механизм жизни". Очень хочется верить, чтобы этот процесс не растянулся во времени до такого момента, когда уже нечего будет постигать и в стране не останется не только научных школ, но и кадров, способных их создать.

Стратегией развития топливно-энергетического комплекса Украины до 2030 г. предусматривается увеличение производства электроэнергии атомными электростанциями, которые нуждаются в продлении ресурса эксплуатации действующих энергоблоков и дополнительного ввода двадцати новых энергоблоков на АЭС. При этом достаточно проблематично представить, что все потенциальные задачи могут быть решены только силами ныне работающих специалистов. Одним из ограничений является высокий средний возраст персонала АЭС и, тем более, научных организаций и высших учебных заведений.

Для реализации стратегических задач ядерной отрасли необходимы квалифицированные кадры, способные не только эксплуатировать ядерные установки, но и заниматься вопросами их проектирования, строительства, наладки, ремонта и снятия с эксплуатации.

Успехи высшей школы становятся сегодня ключом к становлению Украины как полноценного, процветающего государства, государство непосредственно заинтересовано в наличии достаточного количества грамотных специалистов, которые готовятся в высшей школе. Поэтому первоначальной задачей должна стать задача формирования и сохранения для Украины нового поколения интеллектуальной элиты.

Несмотря на постоянно проводимые реформы системы высшего образования, можно констатировать: вплоть до настоящего времени кафедрам, готовящим специалистов для АЭС, удается обеспечивать приемлемый уровень подготовки квалифицированных инженеров. Тем не менее, этот вопрос может встать действительно остро уже в самое ближайшее время, и связано это с проблемами, существующими в системе образования. В основном это связано со старением и даже полным разрушением лабораторной базы, а также старением профессорско-преподавательского состава высших учебных заведений.

Подготовка специалистов, способных работать в такой сложной и потенциально опасной отрасли, как атомная энергетика и промышленность, требует, помимо осознанности сделанного выбора специальности и общей

технической грамотности, большого количества практических навыков. В первую очередь речь идет об умении работать с ядерными технологиями, источниками ионизирующих излучений. Именно в лабораториях высшего учебного заведения закладывается фундамент практических навыков, которые студенты должны использовать при обучении на кафедрах, как при изучении специальных предметов, выполнении учебных научно-исследовательских курсовых и дипломных работ, так и в будущей производственной деятельности. Но большинство отечественных лабораторий уже не отвечают современным требованиям. Старое оборудование давно пришло в негодность, а новое современное, которое используется на АЭС, вообще отсутствует. Сюда же можно добавить отсутствие современной учебной литературы, методического обеспечения.

Для специалистов, готовящихся к работе в ядерной отрасли, ограничивать всю специальную подготовку только общим курсом ядерной физики и очень небольшими обзорными, и потому, в основном, теоретическими, специальными курсами в рамках учебного процесса, явно недостаточно и, более того, просто опасно с точки зрения практической работы такого выпускника в ядерной отрасли [6].

Наиболее проблемой является обеспечение образовательного процесса квалифицированными профессорско-преподавательскими кадрами, которая проявилась в результате старения кадрового научного и преподавательского состава высших учебных заведений, что повлекло нарушение преемственности поколений. Падение престижа образования и науки, низкая оплата труда отталкивают молодежь от педагогической и научной работы. Так, молодой преподаватель- ассистент, обладая недюжинным талантом и усердно работая, способен через 15 лет получить должность профессора, и претендовать на зарплату, сопоставимую с окладом водителей трамваев. Поэтому, в настоящее время процент молодых преподавателей, нацеленных на долгосрочную, многолетнюю работу в вузах, крайне мал и совершенно недостаточен для обеспечения преемственности поколений и полноценного замещения неуклонно стареющего профессорско-преподавательского состава. Таким образом, решение проблем, связанных с молодыми специалистами в ядерной отрасли, не может быть найдено вне контекста проблем молодых специалистов в системе высшего образования [7].

Чтобы выполнять основные стратегические цели, стоящие перед отраслью, уже сейчас необходимо решать комплекс задач, направленных на сохранение всего того лучшего, что было накоплено ранее в системе ядерного образования, но уже в новых современных условиях. Необходимо восстановить специальные учебные лаборатории, оснастить их современным оборудованием, приборами, переработать учебные программы, разработать под эти программы учебные пособия и методические указания, соответствующие современному уровню развития ядерной науки и техники. Необходимо принять срочные меры по омоложению профессорско-преподавательского состава, для чего поднять на более высокую отметку престиж педагогической и научной деятельности, а значит в первую очередь – заработную плату. И здесь никак не обойтись без помощи государства и ядерной отрасли. Если отрасль действительно желает реализовать свою стратегическую программу, она обязана сделать все необходимое, чтобы в ней появились грамотные специалисты, способные реализовать эту стратегию.

Науку и образование невозможно развивать без государственной поддержки. Игнорирование данного факта приведет не просто к временному снижению темпов, но и к необратимым утратам научных школ. Недопустимо сравнивать атомную отрасль с другими отраслями. Это очень хорошо понимали в правительственных кругах Советского Союза, обеспечивая более качественные поставки оборудования и более высокий уровень заработной платы в атомной отрасли, включая и систему подготовки кадров. Именно в тяжелое послевоенное время поддержка науки и образования со стороны государства в Советском Союзе была наибольшей. Было действительное понимание роли этих направлений в восстановлении промышленности, техническом и технологическом перевооружении производства. Такая политика дала быструю отдачу. Потому то в настоящее время атомная отрасль Украины находится в работоспособном состоянии в отличие от многих других отраслей.

Работодатели крайне озабочены несоответствием потенциала и компетентности выпускников вузов требованиям современного рынка. Именно работодатель в лице Минтопэнерго и НАЭК “Энергоатом” наиболее заинтересован в качестве подготовки специалиста ядерного профиля. С учетом заявленной стратегии развития ядерного топливно-энергетического комплекса Украины ключевыми вопросами сегодняшнего дня является не только сохранение имеющейся системы отраслевого образования, но и ее дальнейшее совершенствование. Это станет возможным только при условии обеспечения прочной и взаимовыгодной связи между вузами и отраслевыми структурами. Установление таких связей и определяет будущее кадрового обеспечения отрасли, а, следовательно, и ее развитие. Минтопэнерго и НАЭК “Энергоатом” должны инициировать разработку государственной программы подготовки специалистов для отрасли, включая вопросы кадрового, материально-технического и методического обеспечения образовательного процесса, подобно программе принятой совсем недавно в Российской Федерации.

Развитие ядерной науки и образования является важной государственной задачей еще и потому, что данная деятельность напрямую связана с обеспечением безопасности действующих в стране ядерных установок, а также выполнением стратегического плана развития атомной энергетики Украины. Вот почему очень опасными являются заявления некоторых чиновников о пересмотре политики в отношении научно-технической поддержки регулирования безопасности, с целью передачи научных и экспертных функций, имеющих важное государственное значение, ряду коммерческих структур. Подобные процессы имели место в газораспределительной системе, что, в свою очередь, привело к недавней трагедии в Днепропетровске. Конечно, при низком темпе развития общества, конечно, можно двигаться вперед методом проб и ошибок. Эти эксперименты без заметных последствий могли бы длиться десятилетиями. Но в настоящее время темпы развития общества неимоверно возросли, и разрушение созданных научных школ, имеющих непосредственное отношение к обеспечению и регулированию ядерной безопасности, может отбросить Украину далеко назад от развитых стран, эксплуатирующих ядерные технологии. Нашим отечественным управленцам пора бы уже перейти в разряд государственных деятелей. Ведь еще Уинстон Черчилль сказал, что “отличие государственного деятеля от политика состоит в том, что политик ориентируется на следующие выборы, а государственный деятель – на следующие поколения”.

ЛИТЕРАТУРА

1. Доклад международной консультативной группы по ядерной безопасности (INSAG), Культура безопасности. Серия изданий по безопасности 75-INSAG-4. – МАГАТЭ, Вена. – 1990.
2. Носовский А.В., Васильченко В.Н., Павленко А.А., Письменный Е.Н., Широков С.В. Введение в безопасность ядерных технологий: Уч. Пособие/ Под ред. А. В. Носовского. – К.: Техніка. – 2006. – 360 с.
3. Гордон Б. Г. О тьме истин: Учебное пособие по курсу “Повышение квалификации при подготовке к аттестации руководителей федеральных государственных унитарных предприятий”/Под ред. Ю. Г. Вишневого. – М.: НТЦ ЯРБ. – 2003. – 301 с.
4. Носовский А.В. Особенности безопасности ядерной энергетики // Ядерная и радиационная безопасность. – К. – 2003. – Т.6, Вып. 2. – С. 29–39.
5. Носовський А.В. Перспективи розвитку атомної енергетичної галузі України//Наукові вісті НТУУ “КПІ”. – К. – 2003. – № 4 (30). – С. 42–47.
6. Розенкевич М.Б. В магистратуру пошел учиться один... – Атомная стратегия. – № 28. – М. – 2007. – С. 19.
7. Коряковский Ю.С., Акатов А.А. Развитие ядерной энергетики: влияние высшего образования на реализацию программ. По материалам Международной конференции “Стратегия безопасности использования атомной энергии”. – Информационное агенство “ПромАтом”, С.П.-г. – 2007.

УДК 66.081:579.6:546.791+546.42+546.36

**БИОСОРБЦИЯ УРАНА (VI), СТРОНЦИЯ И ЦЕЗИЯ
КЛЕТКАМИ БАКТЕРИИ *VACILLUS POLYMYXA* ИМВ 8910**

И.А. Лещук¹, Л.Н. Спасенова², А.Л. Маковецкий², Б.Ю. Корнилович²
(*Институт коллоидной химии и химии воды им. А.В. Думанского НАН Украины,*
²Национальный технический университет Украины “КПИ”)

Исследована способность бактерии *Bacillus polymyxa* ИМВ 8910 концентрировать уран (VI) и продукты его распада цезий и стронций из водных растворов. Рассмотрены механизмы связывания стронция микробными клетками, а также установлены основные физико-химические и биологические закономерности его взаимодействия с биосорбентом. На процесс накопления стронция оказывают влияние такие факторы: свойства биосорбента, рН водной среды, наличие комплексообразователей и конкурирующих ионов. Установлено, что при сорбции уранил-ионов и ионов стронция значительную роль играют карбоксильные группы поверхности клеток *B. polymyxa* ИМВ 8910. Показано, что цезий практически не сорбируется клетками данной культуры.

С развитием атомной энергетики и испытаниями ядерного оружия появился принципиально новый и специфический тип загрязнения биосферы – искусственные радионуклиды. Многократно уступая по абсолютной массе всем до этого известным ксенобиотикам, по степени воздействия на биосистемы искусственные радионуклиды входят в число наиболее опасных веществ.

На предприятиях ядерного цикла (уранодобывающая и перерабатывающая промышленности) образуется большое количество производственных жидких отходов, представляющих собой растворы урана и других радионуклидов низкой концентрации, высокая миграционная способность которых в водных средах способствует широкому их распространению на значительные расстояния, что приводит к загрязнению природных водоемов, почв, биологических объектов. Поэтому для решения проблемы очистки вод от урана и продуктов его распада (радионуклидов стронция и цезия), требуется разработка новых перспективных подходов. Уран не принадлежит к биоэлементам, и для него неизвестны стереохимические аналоги среди биологически значимых химических элементов. Однако для ряда организмов (грибы [1, 2, 3], микроводоросли [1, 4, 5], бактерии [1, 6, 7]) известно свойство концентрирования этого и других радионуклидов.

Особую биологическую опасность представляют искусственные радионуклиды – аналоги химических элементов, незаменимых в метаболизме организмов, – радионуклиды Sr и Cs. Содержание стронция и цезия в стоках в основном не превышает 1 мг/дм³, а концентрация их радиоактивных изотопов (⁹⁰Sr и ¹³⁷Cs) может быть менее 1% от этого уровня [8]. Однако, длительные (около 30 лет) периоды полураспада данных радионуклидов, высокая растворимость в воде их солей и сходство физико-химических свойств с такими широко распространенными и биологически важными катионами, как кальций и калий, соответственно, обуславливают высокую биодоступность соединений стронция и цезия в течение значительного времени после выброса в окружающую среду [9].

Процессы накопления стронция биологическими объектами изучались на организмах различных систематических групп: бактериях [10, 11], дрожжах [12–14], цианобактериях [15], грибах [13, 16], лишайниках [17], водорослях [18–20]. В литературе имеются сведения о способности микроорганизмов иммобилизовать растворенный стронций посредством биосорбции [10, 11, 13], биоаккумуляции [12, 21] и биоминерализации [16, 22, 23]. Известно, что Sr^{2+} обладает физико-химическими свойствами подобными с такими катионами, как Ca^{2+} и Mg^{2+} . Показано, что он может замещать один или оба эти иона в процессах связывания на поверхности клеток, активно поглощаться двухвалентными транспортными катионными системами, а также вместо Ca^{2+} принимать участие в некоторых биохимических и физиологических процессах [24, 25].

Способность к поглощению цезия обнаружена, в основном, у водорослей [19, 20], грибов [26, 27], дрожжей [28], цианобактерий [21, 29, 30]. Менее изучена способность бактерий концентрировать цезий [31]. В основном исследования посвящены бактериям рода *Rhodococcus*, которые могут эффективно его аккумулировать [32–34]. В работе [35] показано, что не все бактерии способны накапливать данный катион. Известно, что Cs^+ не обладает какой-либо важной биологической функцией. Однако с помощью транспортных систем одновалентных катионов: K^+ [21], NH_4^+ [29, 30] он может поступать внутрь клетки и замещать K^+ при росте и активации ферментов [36, 37].

Таким образом, для достаточно большого числа микроорганизмов известна способность концентрировать радионуклиды. Существенными преимуществами использования биологических сорбентов являются высокая эффективность удаления радионуклидов, экологичность, доступность и невысокая стоимость. Так, использованная в наших исследованиях бактерия *Bacillus polymyxa* является промышленным микроорганизмом – продуцентом гетерополисахарида [38].

В ходе предыдущих исследований [39] нами была установлена способность штамма *B. polymyxa* ИМВ 8910 концентрировать уран (VI). Целью же данной работы является дальнейшее изучение физико-химических и биологических особенностей сорбции урана, а также продуктов его распада – цезия и стронция чистой культурой *B. polymyxa* ИМВ 8910.

Методика эксперимента

Объектами исследования были выбраны штамм *B. polymyxa* ИМВ 8910, который был получен из коллекции культур отдела фитопатогенных микроорганизмов Института микробиологии и вирусологии им. Д.К. Заболотного НАН Украины, уран и стабильные изотопы цезия и стронция.

Культуру *B. polymyxa* ИМВ 8910 выращивали в мясо-пептонном бульоне (МПБ) с добавлением глюкозы (30 г/дм³). Бактерии культивировали на качалке (130 мин⁻¹) в течение 24 ч при температуре 28 °С в колбах емкостью 750 см³ (объем среды составлял 250 см³). Клетки отделяли от культуральной среды центрифугированием в течение 15 мин (5000 мин⁻¹), трижды отмывали и ресуспендировали в дистиллированной воде. Концентрацию биомассы определяли по оптической плотности на фотоэлектроколориметре КФК-2МП при длине волны 540 нм, толщине кюветы 0,5 см. Массу сухого вещества определяли после высушивания 1 см³ суспензии при температуре 105 °С.

Процессы сорбции изучали на модельных растворах сульфата уранила $\text{UO}_2\text{SO}_4 \cdot 3\text{H}_2\text{O}$, хлоридов стронция $\text{SrCl}_2 \cdot 6\text{H}_2\text{O}$ и цезия CsCl , ионную силу ($I = 0,01$) создавали раствором хлорида натрия NaCl . pH растворов контролировали на иономере И-160М.

Сорбционные эксперименты проводили в статическом режиме при комнатной температуре в плоскодонных колбах объемом $0,1 \text{ дм}^3$. Оптимальная доза *B. polymyxa* ИМВ 8910 составляла 1 см^3 суспензии клеток, что соответствовало $0,6 \text{ г/дм}^3$ в пересчете на массу сухого вещества. Для интенсификации массообмена суспензии микробных клеток в исследуемых растворах (объем 50 см^3) осуществляли перемешивание на аппарате АВУ-6с. После установления сорбционного равновесия твердую фазу отделяли от жидкой центрифугированием (5000 мин^{-1}) на центрифуге ОС-6 в течение 15 минут.

По остаточным концентрациям в растворе определяли степень удаления радионуклидов и рассчитывали величину адсорбции (a_s) металлов биосорбентом. Концентрацию урана в растворе определяли фотометрическим методом с помощью красителя арсеназо III [40], стронция и цезия – на атомно-абсорбционном спектрофотометре С-115М1. Содержание стабильного изотопа стронция определяли методом атомной абсорбции, используя пламя ацетилен/закись азота, по спектральной линии $460,7 \text{ нм}$, цезия – методом эмиссии с атомизацией в пламени пропан/воздух, аналитическая линия – $852,1 \text{ нм}$ [41].

Для блокирования карбоксильных групп на поверхности бактериальных клеток использовали реакцию этерификации этиловым спиртом в кислой среде [42]. Биомассу промывали этанолом, а затем помещали в этанол, подкисленный соляной кислотой ($0,1 \text{ М}$ раствор HCl в этаноле), на 24 часа при комнатной температуре. Клетки трижды отмывали дистиллированной водой и изучали их сорбционные свойства. Для определения суммы кислых групп на поверхности бактериальных клеток использовали метод обратного потенциометрического титрования [43].

Для изучения конкурентного влияния катионов и анионов на процесс сорбции использовали $0,1 \text{ М}$ растворы KCl , NaCl , CaCl_2 , $\text{MgCl}_2 \cdot 6\text{H}_2\text{O}$, KH_2PO_4 в соотношении Sr : Кат (Ан) 1:1, 1:10, 1:50, 1:100 и 1:500.

В экспериментах по замещению катионов клеток биосорбента стронцием и цезием в суспензию клеток (конечная концентрация биомассы $0,3 \text{ г/дм}^3$ сух. вещ.) вносили раствор исследуемого металла (конечная концентрация 100 мкмоль/дм^3). pH раствора измеряли до и после внесения металла. До начала эксперимента и через 1 мин после добавления растворов соединений стронция и цезия суспензию центрифугировали и определяли содержание Ca^{2+} , Mg^{2+} , Na^+ и K^+ в надосадочной жидкости [12]. Концентрации магния и кальция определяли методом атомной абсорбции, используя пламя ацетилен/закись азота и спектральные линии, соответственно, $285,1$ и $422,7 \text{ нм}$, натрия и калия – методом эмиссии с атомизацией в пламени пропан/воздух, аналитические линии – $589,0$ и $766,5 \text{ нм}$, соответственно [41].

Зависимость сорбционной способности клеток *B. polymyxa* ИМВ 8910 от температуры изучали при 6 , 20 , 40 и $60 \text{ }^\circ\text{C}$. Для инактивации биосорбента суспензию клеток кипятили 10 мин. При изучении влияния Sr и Cs на рост микроорганизмов в среду культивирования вносили хлориды данных металлов в концентрациях 100 и 1000 мкмоль/дм^3 , прирост биомассы контролировали по оптической плотности.

Десорбцію уранил-ионов и ионов стронция с клеток биосорбента оценивали по изменению их концентрации в растворе после обработки десорбирующими агентами в течение 1 часа и рассчитывали степень десорбции (D , %). В качестве десорбирующих агентов были использованы дистиллированная вода, 0,1 М растворы HCl , HNO_3 , NaOH , NaHCO_3 и 0,05 М растворы H_2SO_4 , Na_2CO_3 , трилона Б, CaCl_2 и MgCl_2 .

Результаты и обсуждение

В ходе проведенных экспериментов установлено, что чистая культура *V. polytuxa* ИМВ 8910 способна удалять соединения стронция из раствора, хотя и в меньшей степени, чем уранил-ионы. Так, степень удаления Sr^{2+} составляет около 30%, тогда как UO_2^{2+} – 70-80%, что было установлено в [39] (условия экспериментов: $C_{\text{исх}} = 100$ мкмоль/дм³; pH – 6,0; $I = 0,01$; время сорбции 60 мин). Накопление ионов цезия данным биосорбентом в этих условиях не происходит.

Стронций связывается клетками *V. polytuxa* ИМВ 8910 очень быстро и сорбционное равновесие достигается уже в первые минуты контакта. Поэтому во всех последующих экспериментах время контакта ионов стронция с биосорбентом составляло 30 минут. Данные о высокой скорости удаления стронция находят подтверждение в литературе относительно других биосорбентов [10, 17, 44].

Такая кинетика сорбции ионов стронция дает возможность предположить, что его накопление биосорбентом происходит в основном за счет физико-химического, то есть пассивного связывания на поверхности клеток. Установлено также, что температура окружающей среды (в диапазоне от 6 до 60 °С) практически не влияет на удаление ионов стронция.

Процессы адсорбции ионов металлов описываются с помощью изотерм сорбции. Адсорбцию стронция изучали в диапазоне концентраций стронция от 50 до 1200 мкмоль/дм³. Как видно из рис.1 максимальная величина адсорбции стронция клетками *V. polytuxa* ИМВ 8910 составляет около 350 мкмоль/г сух.вещ., что значительно меньше таковой для урана – 800 мкмоль/г сух.вещ.

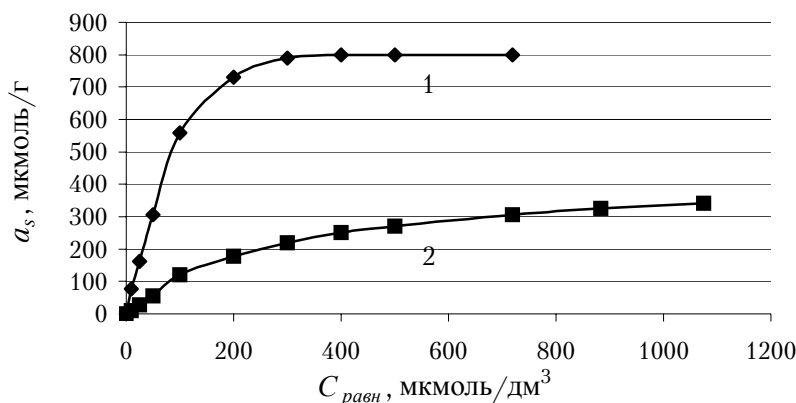


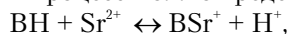
Рис. 1. Изотерма сорбции урана (1) [39] и стронция (2) клетками *V. polytuxa* ИМВ 8910 при pH 6,0

Известно, что адсорбция стронция различными биологическими объектами может быть описана как изотермой Ленгмюра, так и изотермой Фрейндлиха [11, 12, 17]. При обработке полученных нами экспериментальных данных были использованы оба уравнения изотерм адсорбции и применен метод наименьших квадратов. Анализ коэффициентов уравнений, приведенных в таблице 1, свидетельствуют о том, что в изученном интервале концентраций сорбция ионов стронция лучше описывается уравнением Ленгмюра, что может свидетельствовать о хемосорбционном взаимодействии в системе Sr^{2+} – клетки *B. polymyxa* ИМВ 8910 в нейтральной среде, как и в случае сорбции уранил-ионов [39].

Таблица 1. Коэффициенты уравнений Ленгмюра и Фрейндлиха, характеризующие процессы сорбции Sr^{2+} и UO_2^{2+} клетками *B. polymyxa* ИМВ 8910

Радио- нуклид	Коэффициенты уравнения Ленгмюра			Коэффициенты уравнения Фрейндлиха		
	k , мкмоль ⁻¹	a_{max} , мкмоль/г	R	$lg\beta$	$1/n$	R
Sr^{2+}	3,3	435	0,999	2,56	0,517	0,973
UO_2^{2+} [39]	11,1	1000	0,992	3,19	0,592	0,915

Согласно [11], при рассмотрении сорбции Sr^{2+} бактериальной клеткой необходимо учитывать наличие на ее поверхности протонированных функциональных групп (карбоксильных, фосфатных, гидроксильных), и тогда данный процесс можно представить реакцией:



где ВН – протонированная функциональная группа, а BSr^+ – сорбированный стронций.

Известно, что на формирование комплексов металлов с функциональными поверхностными группами оказывает влияние кислотность среды, так как она обуславливает заряд микробных клеток вследствие изменения степени диссоциации ионогенных активных групп на клеточной поверхности. На рис.2. представлена зависимость величины сорбции Sr^{2+} биосорбентом от значения рН очищаемых растворов.

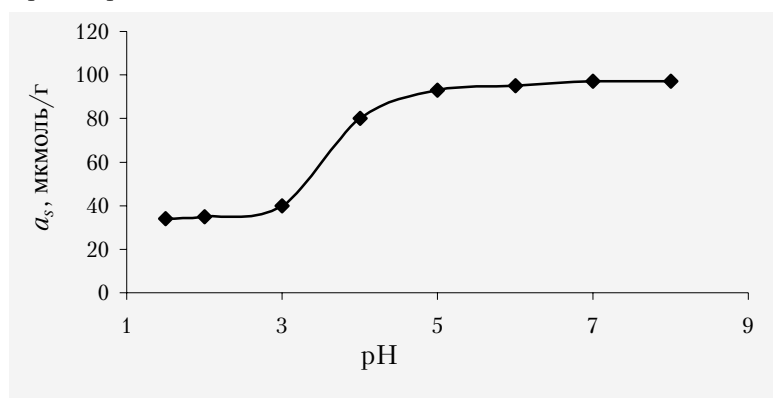


Рис. 2. Влияние рН на сорбцию Sr^{2+} клетками *B. polymyxa* ИМВ 8910

Полученные экспериментальные данные указывают на то, что эффективность удаления ионов стронция *B. polymyxa* ИМВ 8910 существенно зависит от pH. Максимальная сорбция наблюдается в диапазоне pH 4,0–8,0, что согласуется с результатами других исследователей [11, 14].

Известно об участии карбоксильных групп в процессах связывания ионов металлов [1, 2, 6, 45]. Несмотря на то, что $-\text{COO}^-$ группы являются слабыми комплексообразователями, в отличие, например, от $-\text{SH}$ -групп, они в больших количествах располагаются непосредственно на клеточной стенке и внешних покровах клетки, а именно капсулах, слизях и других структурах полисахаридной природы [46], что обеспечивает их значительную роль при образовании комплексов с ионами металлов. В связи с тем, что основной особенностью различных штаммов бактерии *Bacillus polymyxa*, в частности и использованного в данной работе *B. polymyxa* ИМВ 8910, является интенсивный синтез кислого гетерополисахарида [38], нами был изучен вклад карбоксильных групп в процесс концентрирования урана и стронция данным биосорбентом. Для этого были проведены эксперименты по блокировке карбоксильных групп на поверхности бактериальных клеток при помощи реакции этерификации этиловым спиртом в кислой среде. Полученные данные, приведенные в табл. 2, указывают на то, что величина адсорбции урана клетками *B. polymyxa* ИМВ 8910, предварительно обработанными спиртом, составляет около 667 мкмоль/г сухого вещества, что на 17% меньше адсорбции исходной (нативной) биомассой при исходной концентрации урана 1000 мкмоль/дм³. Сорбция ионов стронция клетками после блокирования карбоксильных групп уменьшается более значительно – на 50 %.

Таблица 2. Сорбция Sr^{2+} и UO_2^{2+} *B. polymyxa* ИМВ 8910 нативными клетками и после блокировки карбоксильных групп

Радионуклид	Величина адсорбции a_s , мкмоль/г	
	нативная биомасса	после блокирования COOH -групп
UO_2^{2+}	802	667
Sr^{2+}	414	198

Уменьшение величин адсорбции урана и стронция бактериальными клетками после предварительной обработки их спиртом свидетельствует о том, что COOH -группы непосредственно входят в активные центры связывания металлов на поверхности внеклеточных образований и собственно клеток *B. polymyxa* ИМВ 8910.

Поскольку в реальных водных системах радионуклиды и металлы находятся, как правило, в виде комплексов, а также учитывая присутствие катионов, которые являются конкурентами за центры связывания на поверхности микроорганизмов, нами было исследовано влияние анионов (на примере H_2PO_4^-) и катионов (K^+ , Na^+ , Ca^{2+} , Mg^{2+}) на сорбцию стронция клетками *B. polymyxa* ИМВ 8910. Результаты исследования влияния H_2PO_4^- показали, что уменьшение величины сорбции Sr^{2+} наблюдается во всем изученном диапазоне концентраций аниона (Рис. 3) и уже при $C_{\text{H}_2\text{PO}_4^-} = 10$ ммоль/дм³ сорбция сокращается на 40 %.

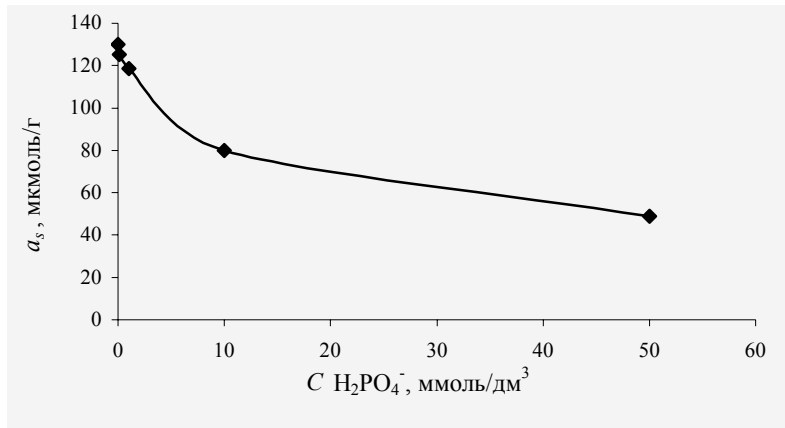


Рис. 3. Влияние ионов H_2PO_4^- на сорбцию Sr^{2+} клетками *B. polymyxa* ИМВ 8910

Установлено, что ионы натрия и калия практически не влияют на эффективность извлечения стронция, что согласуется с результатами исследований других авторов, полученных на других биосорбентах [10, 12]. Наиболее распространенными в окружающей среде являются катионы кальция. Прочность связывания Ca^{2+} функциональными группами бактериальной клеточной стенки в десятки раз выше, чем Mg^{2+} , т.е. присутствие в растворе Ca^{2+} может существенно влиять на адсорбцию клеткой других ионов [46]. Присутствие в модельном растворе ионов кальция и магния приводит к существенному уменьшению сорбции Sr^{2+} (Рис.4). Уже при концентрации Ca^{2+} и Mg^{2+} 1 ммоль/дм³ адсорбция Sr^{2+} уменьшалась на 70 и 30%, соответственно. При повышении содержания Ca^{2+} до 10 ммоль/дм³ сорбция Sr^{2+} прекращалась вовсе, а в присутствии такого же количества Mg^{2+} – составляла около 20% от исходной.

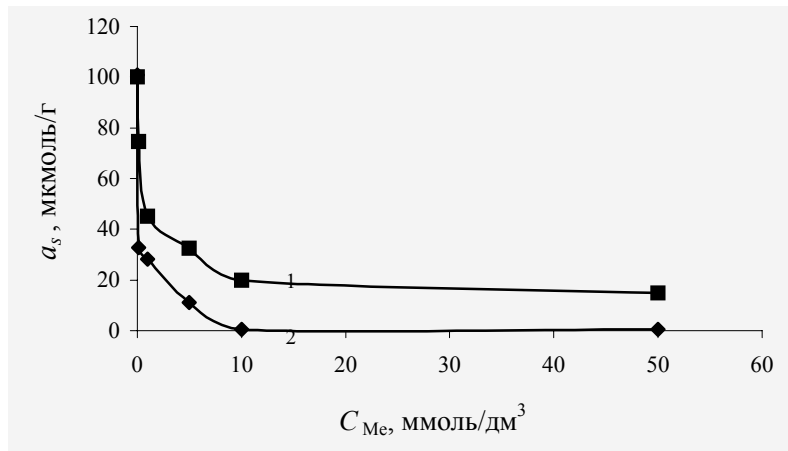


Рис. 4. Влияние ионов Mg^{2+} (1) и Ca^{2+} (2) на сорбцию Sr^{2+} клетками *B. polymyxa* ИМВ 8910

Полученные результаты свидетельствуют о сильной конкуренции катионов кальция и магния со стронцием за центры связывания на поверхности клетки, при этом основными конкурентами являются ионы кальция.

Для изучения прочности связывания урана(VI) и стронция микроорганизмами была выполнена серия десорбционных экспериментов (Таблица 3). Как UO_2^{2+} , так и Sr^{2+} прочно связываются биосорбентом и практически не десорбируются дистиллированной водой – степень десорбции составляет 6,8 и 2,1 %, соответственно.

Таблица 3. Десорбция UO_2^{2+} и Sr^{2+} с биосорбента различными реагентами.

Десорбирующий агент	Степень десорбции <i>D</i> , %	
	UO_2^{2+}	Sr^{2+}
дистиллированная вода	6,8	2,1
NaOH 0,1 М	63,1	12,2
Na ₂ CO ₃ 0,05 М	85,5	13,5
NaHCO ₃ 0,1 М	75,2	15,6
H ₂ SO ₄ 0,05 М	64,0	18,2
HCl 0,1М	66,8	21,7
HNO ₃ 0,1 М	78,6	20,3
трилон Б 0,05 М	69,7	16,8
CaCl ₂ 0,05 М	13,6	21,0
MgCl ₂ ·6H ₂ O 0,05 М	7,0	21,7

Как видно из таблицы 3 в большинстве случаев ионы стронция связываются клетками *V. polytuxa* ИМВ 8910 более прочно, чем уранил-ионы. Исключение составляет десорбция хлоридами кальция и магния. Так, степень десорбции стронция CaCl₂ и MgCl₂·6H₂O составляет 21,0 и 21,7 %, соответственно, что объясняется их сильной конкуренцией с Sr^{2+} в результате стереохимической схожести. Установлено, что эффективно вымывает стронций также соляная кислота (21,7 %), а уран – карбонат натрия (85,5 %). Высокая десорбция урана раствором Na₂CO₃ может быть объяснена образованием прочных водорастворимых анионных комплексов $[UO_2(CO_3)_3]^{4-}$.

С целью изучения природы связывания биомассой ионов стронция, был изучен обмен стронция с ионами водорода, натрия, калия и химически подобными катионами Mg²⁺ и Ca²⁺. Показано, что при внесении стронция в суспензию клеток не происходит изменения концентраций ионов калия, натрия и кальция. В то же время содержание Mg²⁺ и H⁺ в растворе возрастает и составляет около 16 и 2 мкмоль/г сух. вещ., соответственно, или 89 и 11 % от общего количества вытесненных ионов.

Наблюдаемое вытеснение Mg²⁺ и H⁺ ионами стронция позволяет сделать вывод, что связывание Sr^{2+} клеточной стенкой включает в себя как ионный, так и ковалентный механизмы. Ковалентное связывание Sr^{2+} может осуществляться карбоксильными, фосфатными или другими группами клеточной поверхности. Однако обмен Sr^{2+} с данными катионами нестехиометричный, так как общее количество высвободившихся при адсорбции стронция катионов Mg²⁺ и H⁺ составляет около 31 %. Такой обмен стронция в клетках биосорбента, как предполагают в работе [12], может свидетельствовать о том, что Sr^{2+} связывается также с функциональными группами, которые не были ранее заняты другими катионами.

При внесении цезия в суспензию клеток *B. polymyxa* ИМВ 8910 не наблюдалось вытеснения H^+ , Mg^{2+} , Ca^{2+} и Na^+ , концентрация K^+ увеличивалась незначительно. Это подтверждает установленный ранее факт, что данный микроорганизм не способен накапливать ионы цезия.

При изучении влияния цезия на процессы роста *B. polymyxa* ИМВ 8910 показано, что исследуемый металл (в концентрациях 100 и 1000 мкмоль/дм³) не подавляет рост культуры. Отсутствие прямого угнетающего действия цезия также установлено в работах [19, 31, 34], в которых показано, что Cs^+ оказывает ингибирующий эффект в результате уменьшения количества внутриклеточного калия при его аккумуляции.

Следует отметить, что внесение в питательную среду стронция (100 и 1000 мкмоль/дм³) также не угнетает рост бактериальной культуры. Предположительно, ингибирующее действие стронция, как и в случае с цезием, могло бы проявиться при недостатке ионов кальция, поскольку известно, что Sr^{2+} при отсутствии Ca^{2+} может включаться в метаболизм клеток вместо последнего [24, 25], также как Cs^+ способен замещать в определенных процессах K^+ [36, 37].

Исследования, проведенные с инактивированными клетками бактерий (100 °С, 10 мин), показали, что их сорбционная способность относительно уранил-ионов и ионов стронция не отличается от интактных (живых) клеток. Это подтверждают эксперименты как по определению общего количества кислотных групп на поверхности клеток, так и по блокировке карбоксильных групп. Для интактных и инактивированных клеток бактерий общее количество кислотных групп на поверхности клеток составило по 3,4 ммоль/г сух.вещ., а в результате блокировки COOH-групп сорбция уменьшилась на 27 и 24 %, соответственно.

Таким образом, показано, что культура *B. polymyxa* ИМВ 8910 способна эффективно сорбировать уран (VI) и стронций из водных растворов, в отличие от цезия, который не накапливается бактерией в данных условиях. Можно предположить, что концентрирование урана (VI) и стронция происходит путем биосорбции, т.е. представляет собой физико-химический процесс пассивного связывания ионов металлов функциональными группами клеточной стенки микроорганизмов. Определяющая роль при сорбции исследуемых радионуклидов принадлежит карбоксильным группам. Установлено, что связывание ионов стронция клеточной стенкой бактерий включает в себя ионный и ковалентный механизмы. Изученные закономерности и особенности сорбции урана (VI) и стронция культурой *B. polymyxa* ИМВ 8910 могут быть использованы при разработке биотехнологических способов очистки промышленных вод, загрязненных радионуклидами.

ЛИТЕРАТУРА

1. Сенцова О.Ю., Максимов В.Н. Действие тяжелых металлов на микроорганизмы // Успехи микробиологии. – 1985. – Т.20. – С. 227–252.
2. Давидова Е.Г., Каспарова С.Г. О природе сорбции металлов клеточными стенками дрожжей // Микробиология. – 1992. – Т.61, № 6. – С.1018–1022.
3. Подгорский В.С., Касаткина Т.П., Лозовая О.Г. Дрожжи – биосорбенты тяжелых металлов // Микробиол. журнал. – 2004. – Т.66, № 1. – С.91–103.

4. Саванина Я.В., Лебедева А.Ф., Гусев М.В. Способность цианобактерий и микроводорослей к накоплению тяжелых металлов и возможность их использования для очистки водной среды // Вест. Моск. ун-та. – 1999. – сер. 16, № 3, биология. – С. 3–12.
5. Volesky B., Holan Z.R. Biosorption of heavy metals: a review // Biotechnol. Prog. – 1995. – №11. – P. 235–250.
6. Sar P., D'Souza S.F. Biosorptive uranium uptake by a *Pseudomonas* strain: characterization and equilibrium studies // J. Chem. Technol. Biotechnol. – 2001. – V. 76. – P. 1286–1294.
7. Fowle D.A., Fein J.B., Martin A.M. Experimental Study of Uranyl Adsorption onto *Bacillus subtilis* // Environ. Sci. Technol. – 2000. – Vol. 34, № 17. – P. 3737–3741.
8. Кузнецов Ю.В., Щebetковский В.Н., Трусов А.Г. Основы очистки воды от радиоактивных загрязнений. – М.: Атомиздат. – 1974. – 360 с.
9. Кульменко М.И., Поликарпов Г.Г. Радиоэкология природных вод на стыке тысячелетий // Гидробиол. журн. – 2000. – Т.36, № 2. – С. 60–76.
10. Faison B.D., Cancel C.A., Lewis S.N., Adler H.I. Binding of dissolved strontium by *Micrococcus luteus* // AEM. – 1990. – V.56, No.12. – P. 3649–3656.
11. Small T.D., Warren L.A., Rodrn E.E. Grant Ferris F. Sorption of strontium by bacteria, Fe(III) oxide, and bacteria–Fe(III) oxide composites // Environ. Sci. Technol. – 1999. – V.33. – P. 4465–4470.
12. Avery S.V., Tobin J.M. Mechanisms of Strontium Uptake by Laboratory and Brewing Strains of *Saccharomyces cerevisiae* // AEM. – 1992. – V. 58, No.12. – P. 3883–3889.
13. de Rome L., Gadd G.M. Use of pelleted and immobilized yeast and fungal biomass for heavy metal and radionuclide recovery. // J. Indust. Microbiol. – 1991. – V. 7. – P. 97–104.
14. Roomans G.M., Theuvenet A.P., van den Berg T.P., Borst-Pauwels G.W. Kinetics of Ca²⁺ and Sr²⁺ uptake by yeast. Effects of pH, cations and phosphate. // Biochim. Biophys. Acta. – 1979. – V. 551, No.1. – P. 187–196.
15. Dabbagh R., Ghafourian H., Baghvand A., Nabi G. R., Riahi H., Faghieh M. A. A. Bioaccumulation and biosorption of stable strontium and ⁹⁰Sr by *Oscillatoria homogenea* cyanobacterium // Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry. – 2007. – V. 272, No.1. – P. 53–59.
16. Connolly J.H., Shortle W.C., Jellison J. Translocation and incorporation of strontium carbonate derived strontium into calcium oxalate crystals by the wood decay fungus *Resinicium bicolor* // Can. J. Bot. – 1999. – V.77. – P. 179–187.
17. Pipiska M., Hornik M., Kociova M., Augustin J., Lesny J. Radiostrontium uptake by lichen *Hypogymnia physodes* // Nucleonika. – 2005. – V.50, No.1. – P. S.39–S.44.
18. Crist R.H., Martin J.R., Guptill P.W., Eslinger J.M., Crist D.R. Interaction of metals and protons with algae. 2. Ion exchange in adsorption and metal displacement by protons. // Environ. Sci. Technol. – 1990 – V. 24. – P.337–342.
19. Avery S.V. Codd G.A., Gadd G.M. Replacement of cellular potassium by caesium in *Chlorella emersonii*: differential sensitivity of photoautotrophic and chemoheterotrophic growth // J. Gen. Microbiol. – 1992. – V. 138. – P. 69–76.

20. Avery S.V., Codd G.A., Gadd G.M. Transport kinetics, cation inhibition and intracellular location of accumulated caesium in the green microalga *Chlorella salina* // *J. Gen. Microbiol.* – 1993. – V. 139. – P. 827–834.
21. Avery S.V., Codd G.A., Gadd G.M. Caesium accumulation and interactions with other monovalent cations in the cyanobacterium *Synechocystis* PCC 6803 // *J. Gen. Microbiol.* – 1991. – V. 137. – P. 405–413.
22. Anderson S., Appanna V.D. Microbial formation of crystalline strontium carbonate. // *FEMS Microbiol. Rev.* – 1994. – V.116. – P. 43–48.
23. Roden E.F., Leonardo M.R., Ferris F.G. Immobilization of strontium during iron biomineralization coupled to dissimilatory hydrous ferric oxide reduction // *Geochim. Cosmochim. Act.* – 2002. – V. 66. – P. 2823–2839.
24. Kim S.H., Ramaswamy S., Downard J. Regulated exopolysaccharide production in *Myxococcus xanthus*. // *J. Bacteriol.* – 1999. – V. 181, No.5. – P. 1496–1507.
25. Robinson J.B., Tuovinen O.H., Bauer W.D. Role of divalent cations in the subunit associations of complex flagella from *Rhizobium meliloti*. // *J. Bacteriol.* – 1992. – V. 174, No.12. – P. 3896–3902.
26. Bakken L.R., Olsen R.A. Accumulation of radiocaesium in *fulgi* // *Can. J. Microbiol.* – 1990. – V.36. – P. 704–710.
27. Vinichuk M.M., Johanson K.J., Rosén K., Nilsson I. Role of the fungal mycelium in the retention of radiocaesium in forest soils // *J. Environ. Radioactiv.* – 2004. – V. 78, No.1. – P. 77–92.
28. Perkins J., Gadd G.M. Caesium toxicity, accumulation and intracellular localization in yeast // *Mycol. Res.* – 1993. – V. 97, No.6. – P. 717–724.
29. Avery S.V., Codd G.A., Gadd G.M. Caesium transport in the cyanobacterium *Anabaena variabilis*: kinetics and evidence for uptake via ammonium transport system(s) // *FEMS Microbiol. Lett.* – 1992. – V.95. – P. 253–258.
30. Singh S., Negi S., Bharati N., Singh H.N. Common nitrogen control of caesium uptake, caesium toxicity and ammonium (methylammonium) uptake in the cyanobacterium *Nostoc muscorum* // *FEMS Microbiol. Lett.* – 1994. – V.117, No.3. – P. 243–248.
31. Perkins J., Gadd G.M. The influence of pH and external K⁺ concentration on caesium toxicity and accumulation in *Escherichia coli* and *Bacillus subtilis* // *J. Ind. Microbiol.* – 1995. – V.14, No.3-4. – P. 218–225.
32. Tomioka N., Uchiyama H., Yagi O. Isolation and Characterization of Cesium-Accumulating Bacteria // *AEM.* – 1992. – V.58, No.3. – P.1019–1023.
33. Tomioka N., Uchiyama H., Yagi O. Cesium Accumulation and Growth Characteristics of *Rhodococcus erythropolis* CS98 and *Rhodococcus* sp. Strain CS402 // *AEM.* – 1994. – V.60, No.7. – P.2227–2231.
34. Ившина И.Б., Пешкур Т.А., Коробов В.П. Эффективное извлечение цезия клетками бактерий рода *Rhodococcus* // *Микробиология* – 2002. – Т. 71, № 3. – С. 418–423.
35. Johnson E.E., O'Donnell A.G., Ineson P. An autoradiographic technique for selecting Cs-137-sorbing microorganisms from soil // *J. Microbiol. Meth.* – 1991. – V.13. – P. 293–298.
36. Andersson C.E., Mowbray S.L. Activation of ribokinase by monovalent cations // *J. Mol. Biol.* – 2002. – V. 315, No.3. – P. 409–419.
37. Jasper P. Potassium transport system of *Rhodospseudomonas capsulata* // *J. Bacteriol.* – 1978 – V. 133, No.3. – P. 1314–1322.

38. Пат. 71374 Україна. Штам *Bacillus polymyxa* – продуцент гетерополісахариду // Болоховська В.А., Болоховський В.В., Воцелко С.К., Гвоздяк Р.І., Литвинчук О.О., Нагорна О.В. – Опубл. 15.11.2004, Бюл. 11.
39. Спасенова Л.Н., Тобилко В.Ю., Лещук И.А., Гвоздяк П.И., Корнилович Б.Ю. Сорбция урана(VI) природной ассоциацией организмов активного ила и чистой культурой *Bacillus polymyxa* ИМВ 8910 // ХТВ – 2006. – Т. 28, № 6. – С. 604-615.
40. Лазарев А. И. Органические реактивы в анализе металлов. – М.: Металлургия. – 1980. – 232 с.
41. Хавезов И., Цалев Д. Атомно-абсорбционный анализ. – Л.: Химия. – 1983. – 144 с.
42. Звягинцев Д.Г., Гузев В.С. Концентрирование и разделение бактерий на анионите Дауэкс // Микробиология – 1971. – Т.40, №1. – С. 139.
43. Александрова Л.Н. Органическое вещество почвы и процессы его трансформации. – Л.: Наука. – 1980. – 287 с.
44. Valentine N.B., Bolton Jr.H., Kingsley M.T., Drake G.R., Balkwill D.L., Plymale A.E. Biosorption of cadmium, cobalt, nickel, and strontium by a *Bacillus simplex* strain isolated from the vadose zone // J. Ind. Microbiol. Biotechnol. – 1996. – V.16, No.3. – P. 189–196.
45. Gonzales-Munoz M. T., Merroun M. L., Ben Omar N., Arias J. M. Biosorption of uranium by *Mycobacterium xanthus* // International Biodeterioration and Biodegradation. – 1997. – V. 40. – P. 107–114.
46. Buffle J. Complexation reactions in aquatic systems: An analytical approach. – Chichester: Ellis Horwood Limited. – 1988. – 692 p.

УДК 621.039.003

ОЦЕНКА ФИНАНСОВЫХ ЗАТРАТ ПО СНЯТИЮ С ЭКСПЛУАТАЦИИ ЭНЕРГОБЛОКОВ РОВЕНСКОЙ АЭС

А.В. Носовский, Л.М. Салий (Славутичский филиал Национального технического университета Украины “Киевский политехнический институт”)

Рассмотрены финансовые аспекты разработки концепции снятия с эксплуатации энергоблоков Ровенской АЭС с реакторами ВВЭР-440 и ВВЭР-1000. Проанализированы возможные методологические подходы к оценке затрат. Приведены результаты предварительных экономических расчетов для двух вариантов снятия с эксплуатации: отложенный и немедленный демонтаж. Сделан анализ принципиально возможных вариантов накопления средств на финансирование мероприятий, связанных со снятием с эксплуатации Ровенской АЭС. Предложена математическая модель формирования финансового резерва снятия с эксплуатации.

Введение

В соответствии с “Концепцией снятия с эксплуатации действующих атомных электростанций Украины” [1] основной целью деятельности по снятию с эксплуатации является эффективное завершение жизненного цикла всех энергоблоков и других объектов, расположенных на площадках действующих АЭС Украины, которое не приводит сейчас и в будущем к утрате конкурентоспособности ядерно-энергетического комплекса Украины в целом. Для достижения основной цели необходимо долгосрочное взаимосогласованное планирование и осуществление эффективной деятельности на этапах эксплуатации и снятия с эксплуатации энергоблоков, а также мер по поддержке и обеспечению этой деятельности. Одним из основных направлений стратегического планирования деятельности по снятию с эксплуатации является планирование его финансового обеспечения.

Снятие с эксплуатации энергоблока АЭС является сложным и продолжительным процессом, в ходе которого должны реализовываться значительное количество взаимосвязанных организационных и технических мероприятий. Кроме того, этот процесс является весьма дорогостоящим. Три из четырех энергоблоков Ровенской АЭС с ректорами типа ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 введены в эксплуатацию в 80-х годах прошлого века и будут подходить к исчерпанию их проектного ресурса в 2010-2016 годах. Поэтому уже сейчас эксплуатирующая организация понимает назревшую необходимость определиться с основными подходами к снятию с эксплуатации и начать формирование финансовых резервов. В настоящей работе предложены методологические подходы к оценке затрат на снятие с эксплуатации энергоблоков Ровенской АЭС, основанные на мировом опыте, международных рекомендациях, а также требованиях национального законодательства.

Методическое обеспечение

Для определения объемов финансового обеспечения по реализации выбранной стратегии снятия с эксплуатации были рассмотрены существующие в мировой практике данные по определению затрат на СЭ энергоблоков АЭС. Проанализированы методики оценок затрат с учетом факторов неопределенности процесса.

Финансовое обеспечение реализации выбранной стратегии снятия с эксплуатации одного энергоблока РАЭС оценивалось с учетом методики и данных, изложенных в “Концепции снятия с эксплуатации действующих атомных электростанций Украины”.

Оценка финансовых затрат для реализации мероприятий на отдельных этапах СЭ энергоблока выполнена на основе экспертных прогнозов объемов и длительности работ. Согласно нормативным требованиям [2] оценивались затраты на этапе прекращения эксплуатации и этапе окончательного закрытия, этапе консервации оборудования энергоблока, этапе выдержки и этапе демонтажа энергоблока. Для определения стоимости затрат использовались методы ориентировочных расчетов с использованием укрупненных показателей, выведенных по проектам-аналогам, и основанные на учете сложившейся структуры затрат на объектах-аналогах. Затраты на каждом этапе снятия с эксплуатации разделены на две группы: прямые затраты и затраты периода.[3]. К прямым затратам отнесены те затраты, которые формируют историческую себестоимость работ. Затраты периода – это те затраты, которые не включаются в себестоимость выполненных работ и рассматриваются как затраты того периода, в котором они были осуществлены. К прямым затратам отнесены основные технологические затраты, сопутствующие затраты, затраты на обращение с РАО и ОЯТ.

К основным технологическим отнесены затраты на:

- дезактивацию оборудования, помещений;
- демонтаж оборудования, систем и трубопроводов;
- сохранение и укрепление барьеров, предотвращающих распространение радиоактивных веществ в окружающую среду;
- доведение помещений блока до норм, установленных нормативными документами;
- консервация части установки, которая не демонтируется.

К сопутствующим отнесены затраты на:

- проектное и научно-техническое обеспечение, которое включает в себя разработку программ (проектов) работ по снятию с эксплуатации, отчета по анализу безопасности, технологических регламентов, рабочей документации;
- текущие научно-исследовательские и опытно-конструкторские работы, включая внедрение новых технологий производства работ, проектирование специальных устройств;
- инженеринговое обеспечение на площадке, включающее комплексное инженерное и радиационное обследование, проведение экспертиз;
- информационное обеспечение проекта снятия с эксплуатации.

К затратам на обращение с РАО отнесены затраты на:

- монтаж и пуск установок по переработке радиоактивных отходов;
- сбор, классификация, сортировка по виду, уровню активности, категории;
- создание контейнерного парка;
- временное хранение в емкостях, бункерах;
- кондиционирование;
- временное хранение в наземных или приповерхностных сооружениях;
- перевозку: погрузка, транспортировка, разгрузка транспортных контейнеров.

К затратам на обращение с ОЯТ отнесены затраты на:

- выгрузку ОЯТ в приреакторные бассейны выдержки;
- выдержку ОЯТ;
- перегрузку в транспортные контейнеры и отправку с площадки ядерной установки на переработку или временное хранение.

К затратам периода отнесены общепроизводственные и административные затраты, затраты на поддержание энергоблока, снимаемого с эксплуатации, в безопасном состоянии (заработная плата персонала энергоблока, ремонт и техническое обслуживание систем и оборудования, содержание зданий и сооружений, охрана территории площадки, коммунальные и энергетические затраты, затраты на безопасность, экологический мониторинг, поддержание квалификации), переподготовка кадров.

Кроме того, в общей стоимости проекта учтены непредвиденные расходы, а также стоимость материалов и оборудования, которые можно использовать на других объектах. К ним относится демонтированное чистое оборудование, которое может быть использовано на других АЭС, а также отходы, пригодные для переработки, и металлолом. С учетом высокой степени неопределенности и сложности проекта СЭ, коэффициент непредвиденных расходов принят на уровне 15 % от общей стоимости.

Таким образом, общая стоимость проекта снятия с эксплуатации на каждом этапе представлена в виде:

$$C_{об} = Z_{пр} + Z_{пер} + P_{неп} - C_p,$$

где $C_{об}$ – общая стоимость проекта снятия с эксплуатации;

$Z_{пр}$ – прямые затраты;

$Z_{пер}$ – затраты периода;

$P_{неп}$ – непредвиденные расходы;

C_p – стоимость реализованного оборудования и материалов.

В свою очередь, для определения прямых затрат примененная формула имеет вид:

$$Z_{пр} = Z_m + Z_c + Z_o + Z_{ям},$$

где $Z_{пр}$ – прямые затраты;

Z_m – основные технологические затраты,

Z_c – сопутствующие затраты,

Z_o – затраты на обращение с РАО;

$Z_{ям}$ – затраты на обращение с отработавшим ядерным топливом.

Оценка прямых затрат проведена с использованием технологического анализа – то есть системного анализа функций деятельности для определения технологической взаимосвязи между затратами ресурсов и результатом деятельности [4]. В качестве метода оценки основных технологических затрат применялся метод стоимости единичной операции [5,6]. При этом для каждой единицы работы вводились группы затрудняющих работу факторов (учитываемых коэффициентами), которые увеличивают продолжительность работ.

При оценке сопутствующих затрат применялись нормативы трудоемкости в зависимости от сочетания основных показателей, характеризующих объект нормирования. Влияние дополнительных факторов на величину трудоемкости

учитывалось поправочными коэффициентами к основному нормативу. Все факторы, влияющие на величину трудоемкости, поделены на основные, такие как категория новизны и группа сложности, и второстепенные. Конкретные значения поправочных коэффициентов определялись экспертным путем.

Для оценки стоимости обращения с РАО определялась сумма затрат на обработку единицы РАО, например 1 м^3 , то есть себестоимость обращения с единицей РАО. Эта величина различна для каждого вида РАО, что обусловлено, в первую очередь, технологией их переработки. Общие затраты на обращение с РАО состоят из себестоимости всех работ по обращению и суммы постоянных затрат. В структуре постоянных затрат учтены требования эффективности организации производства, объективные потребности обеспечения процесса производства, а также нормы действующего законодательства.

При расчетах был заложен курс Национального Банка Украины для соотношения гривна/евро, равного 6,7 в базовом 2007 году. Во всех оценках фонд заработной платы (далее – ФЗП) персонала принимался равным среднеотраслевому значению в базовом 2007 г. Ставки налогов и отчислений от ФЗП на социальные мероприятия принимались равными их величине в базовом 2007 году.

Только методы, имеющиеся в распоряжении на данный момент, брались в расчет для дезактивации, демонтажа и обработки отходов. Кроме легальных требований владельца эксплуатирующей организации никакие социальные затраты не рассматривались. В оцененную стоимость СЭ не входят затраты на передачу на захоронение РАО и ОЯТ, образовавшихся при СЭ.

Затраты на снятие с эксплуатации первого (головного) энергоблока заданного типа превышают затраты на СЭ последующих энергоблоков; это учитывается введением понижающего коэффициента, равного 0,9 при оценке затрат на СЭ любого энергоблока заданного типа, кроме головного. Повышенная, по сравнению с энергоблоками ВВЭР-440, металлоемкость энергоблоков ВВЭР-1000 учитывается с помощью пересчетного коэффициента, равного отношению металлоемкости рассматриваемого энергоблока к металлоемкости эталонного энергоблока. Величина пересчетного коэффициента принята равной 1,5

К капитальным вложениям отнесены затраты на сооружение временных хранилищ РАО, установок по сбору, переработке, кондиционированию и транспортированию РАО, установки по переработке радиоактивных материалов, технологических линий по демонтажу и фрагментации оборудования и строительных конструкций и т.д.

Полученные результаты

Сводная информация по поэтапной оценке затрат согласно предложенным вариантам снятия с эксплуатации приведена в таблицах 1–8.

При оценке затрат на этапах прекращения эксплуатации и окончательного закрытия принимались в расчет следующие условия. На стадии прекращения эксплуатации все системы энергоблока обслуживаются по эксплуатационному регламенту вплоть до начала этапа окончательного закрытия блока. Полная численность персонала сохраняется до удаления отработавшего топлива с промплощадки. Обращение с ОЯТ, включая выгрузку из активной зоны, перегрузку в бассейн выдержки, содержание в бассейне выдержки, проводится в штатном режиме силами оперативного персонала. Объемы затрат на этапе прекращения эксплуатации и этапе окончательного закрытия приведены в Таблицах 1 и 2.

Таблица 1. Затраты на этапе прекращения эксплуатации энергоблоков Ровенской АЭС

Наименование статей затрат	Энергоблок №1		Энергоблок №2		Энергоблок №3, Энергоблок №4	
	тыс. грн.	тыс. евро	тыс. грн.	тыс. евро	тыс. грн.	тыс. евро
Прямые затраты						
Оплата труда	11330	1691	10197	1522	15295	2283
Материалы	8978	1340	8080	1206	12120	1809
Энергозатраты	6097	910	5487	819	8231	1229
Затраты на содержание и эксплуатацию оборудования	3283	490	2955	441	4432	662
Другие производственные затраты	6003	896	5403	806	8104	1210
Итого прямые затраты	35691	5327	32122	4794	48183	7191
Затраты периода						
Организация и управление	2178	325	1960	293	2940	439
Обслуживание систем энергоблока и содержание блока в безопасном состоянии	25835	3856	23252	3470	34878	5206
Амортизационные отчисления	2178	325	1960	293	2940	439
Затраты на переподготовку	4556	680	4100	612	6151	918
Итого затраты периода	34746	5186	31272	4667	46907	7001
Сопутствующие затраты						
Проведение НИР, ОКР, КИРО, ТЭИ, разработка ТЭО, ОАБ, получение лицензии	8710	1300	7839	1170	11759	1755
Итого затрат	79147	11813	71232	10632	106849	15948
Капитальные вложения	6499	970	5849	873	8774	1310
Непредвиденные расходы	12844	1917	11560	1725	17339	2588
Всего	98490	14700	88641	13230	132962	19845

Таблица 2. Затраты на этапе окончательного закрытия энергоблоков Ровенской АЭС

Наименование статей затрат	Энергоблок №1		Энергоблок №2		Энергоблок №3, Энергоблок №4	
	тыс. грн.	тыс. евро	тыс. грн.	тыс. евро	тыс. грн.	тыс. евро
1	2	3	4	5	6	7
Прямые затраты						
Оплата труда	3779	564	3401	508	5101	761
Материалы	3082	460	2774	414	4161	621
Энергозатраты	2613	390	2352	351	3528	527
Затраты на содержание и эксплуатацию оборудования	2184	326	1966	293	2949	440
Другие производственные затраты	3229	482	2906	434	4360	651
Итого прямые затраты	14887	2222	13399	2000	20098	3000
Затраты периода						
Организация и управление	1809	270	1628	243	2442	365
Обслуживание систем энергоблока и содержание блока в безопасном состоянии	9809	1464	8828	1318	13242	1976
Амортизационные отчисления	1085	162	977	146	1465	219
Затраты на переподготовку	737	110	663	99	995	149
Итого затраты периода	13440	2006	12096	1805	18144	2708

1	2	3	4	5	6	7
Сопутствующие затраты Проведение НИР, ОКР, КИРО, ТЭИ, разработка ТЭО, ОАБ, получение лицензии	8710	1300	7839	1170	11759	1755
Затраты на обращение с РАО						
Затраты на обращение с ЖРО	10184	1520	9166	1368	13748	2052
Затраты на обращение с ТРО	6600	985	5940	887	8909	1330
Итого затраты на обращение с РАО	16784	2505	15105	2255	22658	3382
Итого затрат	53821	8033	48439	7230	72658	10845
Капитальные вложения	1541	230	1387	207	2080	311
Непредвиденные расходы	8308	1240	7477	1116	11216	1674
Всего	63670	9503	57303	8553	85955	12829

В перечень затрат, включенных в оценку этапа консервации энергоблока включены затраты на демонтажные работы, работы по дезактивации, локализации и консервации оборудования и строительных конструкций, значительный объем работ по доведению помещений до санитарных норм.

Объемы затрат на этапе консервации энергоблока приведены в Таблице 3.

Таблица 3. Затраты на этапе консервации энергоблоков Ровенской АЭС

Наименование статей затрат	Энергоблок №1		Энергоблок №2		Энергоблок №3, Энергоблок №4	
	тыс. грн.	тыс. евро	тыс. грн.	тыс. евро	тыс. грн.	тыс. евро
1	2	3	4	5	6	7
Прямые затраты						
Оплата труда	9661	1442	8695	1298	13043	1947
Материалы	55570	8294	50013	7465	75019	11197
Энергозатраты	3940	588	3546	529	5318	794
Затраты на содержание и эксплуатацию оборудования	8013	1196	7212	1076	10818	1615
Другие производственные затраты	5702	851	5132	766	7697	1149
Итого прямые затраты	82886	12371	74597	11134	111896	16701
Затраты периода						
Организация и управление	2667	398	2400	358	3600	537
Обслуживание систем энергоблока и содержание блока в безопасном состоянии	13092	1954	11783	1759	17674	2638
Амортизационные отчисления	2988	446	2689	401	4034	602
Затраты на переподготовку	938	140	844	126	1266	189
Итого затраты периода	19685	2938	17716	2644	26574	3966
Сопутствующие затраты						
Разработка комплекта документации, получение лицензии	5695	850	5126	765	7688	1148
Затраты на обращение с РАО						
Затраты на обращение с ЖРО	8442	1260	7598	1134	11397	1701
Затраты на обращение с ТРО	10385	1550	9347	1395	14020	2093
Итого затраты на обращение с РАО	18827	2810	16944	2529	25416	3794

1	2	3	4	5	6	7
Итого затрат	127092	18969	114383	17072	171575	25608
Непредвиденные расходы	19062	2845	17155	2561	25733	3841
Стоимость реализации части отходов и демонтированного оборудования						
	-11390	-1700	-10251	-1530	-15377	-2295
Всего	134764	20114	121287	18103	181931	27154

Объемы затрат на этапе выдержки энергоблока приведены в Таблице 4.

Таблица 4. Затраты на этапе выдержки энергоблоков Ровенской АЭ

Наименование статей затрат	Энергоблок №1		Энергоблок №2		Энергоблок №3, Энергоблок №4	
	тыс. грн.	тыс. евро	тыс. грн.	тыс. евро	тыс. грн.	тыс. евро
Прямые затраты						
Оплата труда	10908	1628	9817	1465	14725	2198
Материалы	32147	4798	28932	4318	43398	6477
Энергозатраты	8348	1246	7513	1121	11270	1682
Затраты на содержание и эксплуатацию оборудования	12864	1920	11578	1728	17366	2592
Другие производственные затраты	12851	1918	11566	1726	17348	2589
Итого прямые затраты	77117	11510	69405	10359	104108	15539
Затраты периода						
Организация и управление	48944	7305	44049	6575	66074	9862
Эксплуатация и поддержание в безопасном состоянии зданий, сооружений, оборудования	90852	13560	81767	12204	122650	18306
Физическая защита	8375	1250	7538	1125	11306	1688
Содержание хранилищ РАО	28308	4225	25477	3803	38215	5704
Амортизационные отчисления	2144	320	1930	288	2894	432
Итого затраты периода	178622	26660	160760	23994	241140	35991
Сопутствующие затраты	5092	760	4583	684	6874	1026
Затраты на обращение с РАО	16080	2400	14472	2160	21708	3240
Итого затрат	276911	41330	249220	37197	373830	55796
Непредвиденные расходы	41540	6200	37386	5580	56079	8370
Всего	318451	47530	286606	42777	429909	64166

Трудоемкость работ по демонтажу законсервированного оборудования оценивалась с учетом опыта проведения аналогичных работ на действующих АЭС. При этом для каждой единицы работы вводились группы затрудняющих работу факторов, учитываемых повышающими коэффициентами, для работ в зоне ионизирующих излучений, работ с радиоактивными и опасными веществами. Кроме того, учитывались факторы сложности работы, такие как использование средств индивидуальной защиты, работа на высоте, в труднодоступных местах и т.п.

Объемы затрат на этапе ликвидации энергоблока (вариант отложенного демонтажа) приведены в Таблице 5.

Таблица 5. Затраты на этапе демонтажа энергоблоков Ровенской АЭС (отложенный демонтаж)

Наименование статей затрат	Энергоблок №1		Энергоблок №2		Энергоблок № 3, Энергоблок № 4	
	тыс. грн.	тыс. евро	тыс. грн.	тыс. евро	тыс. грн.	тыс. евро
Прямые затраты						
Оплата труда	64320	9600	57888	8640	86832	12960
Материалы	98591	14715	88731	13244	133097	19865
Энергозатраты	10184	1520	9166	1368	13748	2052
Затраты на содержание и эксплуатацию оборудования	1916	286	1725	257	2587	386
Другие производственные затраты	24616	3674	22154	3307	33231	4960
Капитальные вложения	9782	1460	8804	1314	13206	1971
Итого прямые затраты	209409	31255	188468	28130	282701	42194
Затраты периода						
Организация и управление	17487	2610	15738	2349	23607	3524
Эксплуатация и поддержание в безопасном состоянии зданий, сооружений, оборудования	23383	3490	21045	3141	31567	4712
Итого затраты периода	40870	6100	36783	5490	55175	8235
Сопутствующие затраты	4221	630	3799	567	5698	851
Затраты на обращение с РАО	42478	6340	38230	5706	57345	8559
Итого затрат	296978	44325	267280	39893	400920	59839
Непредвиденные расходы	44548	6649	40093	5984	60140	8976
Стоимость реализации части отходов и демонтированного оборудования	-16080	-2400	-14472	-2160	-21708	-3240
Всего	325446	48574	292901	43717	439352	65575

Объемы затрат на этапе демонтажа энергоблока (вариант немедленного демонтажа) приведены в Таблице 6.

Таблица 6. Затраты на этапе демонтажа энергоблоков Ровенской АЭС (немедленный демонтаж)

Наименование статей затрат	Энергоблок №1		Энергоблок №2		Энергоблок № 3, Энергоблок № 4	
	тыс. грн.	тыс. евро	тыс. грн.	тыс. евро	тыс. грн.	тыс. евро
1	2	3	4	5	6	7
Прямые затраты						
Оплата труда	102912	15360	92621	13824	138931	20736
Материалы	157363	23487	141627	21138	212440	31707
Энергозатраты	10452	1560	9407	1404	14110	2106
Затраты на содержание и эксплуатацию оборудования	8710	1300	7839	1170	11759	1755
Другие производственные затраты	59898	8940	53908	8046	80862	12069
Капитальные вложения	9782	1460	8804	1314	13206	1971
Итого прямые затраты	349117	52107	314205	46896	471308	70344
Затраты периода						
Организация и управление	18090	2700	16281	2430	24422	3645

1	2	3	4	5	6	7
Эксплуатация и поддержание в безопасном состоянии зданий, сооружений, оборудования	17313	2584	15582	2326	23372	3488
Итого затраты периода	35403	5284	31863	4756	47794	7133
Сопутствующие затраты	5360	800	4824	720	7236	1080
Затраты на обращение с РАО	95810	14300	86229	12870	129344	19305
Итого затрат	485690	72491	437121	65242	655681	97863
Непредвиденные расходы	72856	10874	65570	9787	98355	14680
Стоимость реализации части отходов и демонтированного оборудования	-27470	-4100	-24723	-3690	-37085	-5535
Всего	531076	79265	477968	71339	716952	107008

Общая сумма затрат на снятие с эксплуатации при варианте отложенного демонтажа представлена в Таблице 7.

Таблица 7. Затраты на снятие с эксплуатации энергоблоков Ровенской АЭС (отложенный демонтаж)

Наименование статей затрат	Энергоблок №1		Энергоблок №2		Энергоблок № 3, Энергоблок № 4	
	тыс. грн.	тыс. евро	тыс. грн.	тыс. евро	тыс. грн.	тыс. евро
Этап прекращения эксплуатации	98490	14700	88641	13230	132962	19845
Этап окончательного закрытия	63670	9503	57303	8553	85955	12829
Этап консервации	134764	20114	121287	18103	181931	27154
Этап длительной выдержки	318451	47530	286606	42777	429909	64166
Этап ликвидации	325446	48574	292901	43717	439352	65575
Итого	940821	140421	846739	126379	1270108	189568

Общая сумма затрат на снятие с эксплуатации при варианте немедленного демонтажа представлена в Таблице 8.

Таблица 8. Затраты на снятие с эксплуатации энергоблоков Ровенской АЭС (немедленный демонтаж)

Наименование статей затрат	Энергоблок №1		Энергоблок №2		Энергоблок № 3, Энергоблок № 4	
	тыс. грн.	тыс. евро	тыс. грн.	тыс. евро	тыс. грн.	тыс. евро
Этап прекращения эксплуатации	98490	14700	88641	13230	132962	19845
Этап окончательного закрытия	63670	9503	57303	8553	85955	12829
Этап ликвидации	531076	79265	477968	71339	716952	107008
Итого	693236	103468	623912	93121	935868	139682

Затраты на обращение с РАО, образовавшимися во время эксплуатации энергоблоков Ровенской АЭС, и ОЯТ представлены в Таблицах 9, 10.

Таблица 9. Затраты на обращение с РАО, образовавшимися во время эксплуатации энергоблоков Ровенской АЭС

Наименование статей затрат	Энергоблок №1		Энергоблок №2		Энергоблок № 3, Энергоблок № 4	
	тыс. грн.	тыс. евро	тыс. грн.	тыс. евро	тыс. грн.	тыс. евро
Затраты на обращение с ЖРО	25192	3760	22673	3384	34009	5076
Затраты на обращение с ТРО	22211	3315	19989	2984	29984	4475
Итого затраты на обращение с РАО	47403	7075	42662	6368	63993	9551

Таблица 10. Затраты на обращение с ОЯТ для энергоблоков РАО

Наименование статей затрат	Энергоблок №1		Энергоблок №2		Энергоблок № 3, Энергоблок № 4	
	тыс. грн.	тыс. евро	тыс. грн.	тыс. евро	тыс. грн.	тыс. евро
Затраты на обращение с ОЯТ	63215	9435	56893	8492	85340	12737

Модель формирования фонда снятия с эксплуатации

Развернутый анализ всех принципиально возможных вариантов накопления средств на финансирование будущих мероприятий, связанных со снятием с эксплуатации Ровенской АЭС, основан на мировом опыте, международных рекомендациях, а также требованиях национального законодательства. В соответствии с Законом Украины “Об упорядочении вопросов, связанных с обеспечением ядерной безопасности” [9] в качестве основного источника финансирования работ по СЭ должен использоваться финансовый резерв, формирующийся из средств целевого финансирования и целевых поступлений от эксплуатирующей организации за время осуществления нею эксплуатации ядерной установки. Средства аккумулируются на счете со специальным режимом использования в установленном размере в процентах от полученного этой организацией чистого дохода от реализации продукции. Размер отчислений эксплуатирующей организации учитывается при определении размера тарифа экспертным путем. В случае необходимости размер отчислений может пересматриваться не чаще одного раза в год по инициативе эксплуатирующей организации. Законом также предусмотрен порядок инвестирования средств финансового резерва и условия его использования. К сожалению, финансовый резерв, который мог бы обеспечить устойчивое гарантированное финансирование работ по решению задач снятия с эксплуатации, пока существует формально и не имеет реального наполнения.

Ниже приведена возможная математическая модель формирования финансового резерва СЭ. При формировании модели в ее основу был положен вариант снятия с эксплуатации ядерных энергоблоков АЭС Украины, который предусматривает наличие подготовительного этапа, этапа консервации и локализации оборудования энергоблока, этапа длительной выдержки и этапа ликвидации энергоблока.

Пусть первое отчисление в Резерв для данного i -го энергоблока проведено в год θ_i . Стоимость электроэнергии, реализованной в год θ_i (год начала отчислений для каждого i -го энергоблока) составит

$$M_0 = N_i \cdot (1 - f_i(t)) \cdot K_i(t) \cdot S_0,$$

где M_0 – стоимость электроэнергии, реализованной в год 0_i ;
 N_i – проектная установленная электрическая мощность блока (брутто);
 $f_i(t)$ – коэффициент расхода на собственные нужды как функция времени;
 $K_i(t)$ – коэффициент использования установленной мощности как функция времени;

S_0 – стоимость 1 киловатт-часа на момент начала отчислений.

Для любого текущего года t работы энергоблока цена 1 киловатт-часа составит

$$S(t) = S_0 \cdot Q(t),$$

где $Q(t)$ – индекс инфляции электроэнергии как функция времени.

$$Q(t) = \exp \int_0^t i_e(t) dt,$$

где $i_e(t)$ – темп инфляции цены одного киловатт-часа как функция времени.

Считаем, что доля отчислений q в Фонд (Резерв) снятия энергоблоков с эксплуатации от стоимости каждого реализованного киловатт-часа фиксирована во времени.

Суммарная стоимость электроэнергии, реализованной начиная от года 0_i (начала отчислений в Резерв для i -го энергоблока) и до текущего года t_i составит

$$M = N_i \cdot S_0 \cdot \int_{0_i}^{t_i} [1 - f_i(t)] \cdot K_i(t) \cdot \exp\left(\int_{0_i}^t i_e(\tau) d\tau\right) dt.$$

В таком случае величина Резерва, формируемого за счет постоянной доли отчислений в него от стоимости каждого реализованного киловатт-часа, за период времени от года 0_i до текущего года t_i в расчете на i -й энергоблок будет равна

$$\phi_i = q \cdot N_i \cdot S_0 \cdot \int_{0_i}^{t_i} [1 - f_i(t)] \cdot K_i(t) \cdot \exp\left(\int_{0_i}^t i_e(\tau) d\tau\right) dt.$$

Средства накапливаемого фонда можно рассматривать как возрастающий капитал, который может приносить доход (или убывать, если общая инфляция превалирует над процентной ставкой). Динамику изменения величины фонда (резерва) во времени можно учесть с помощью дисконтного множителя, определяемого ставкой дисконтирования. Логично принять в качестве ставки дисконтирования номинальную ставку процента $P(t)$, в соответствии с которой аккумулируются средства фонда.

Если $P_r(t)$ – реальная процентная ставка, то номинальную ставку определяем с учетом общего темпа инфляции $i(t)$. В реальных экономических условиях значительной, переменной во времени общей инфляции, для полной компенсации ее влияния, номинальная определена следующим образом

$$P(t) = P_r(t) + i(t) + [P_r(t) \cdot i(t)].$$

В зависимости от условий размещения средств Фонда (Резерва) на доход начисляется налог по ставке n . С учетом этого, в качестве расчетной ставки процентов, а, следовательно, ставки дисконтирования, используем величину налогоскорректированной ставки процентов. При этом принимаем, что ставка налога n – величина постоянная.

$$P_n(t) = (1 - n) \cdot P(t),$$

Таким образом, множитель дисконтирования, посредством которого цены текущего года приводятся к базовому, равен $\exp(-(1 - n)P_n(t))$.

Общее количество средств, аккумулированных в Резерве от года начала отчислений θ_i до текущего года t_i в расчете на i -й энергоблок составит

$$\Phi_i = q \cdot N_i \cdot S_0 \cdot \int_{\theta_i}^{t_i} [1 - f_i(t)] \cdot K_i(t) \cdot \exp\left(\int_{\theta_i}^t i_e(\tau) d\tau\right) \cdot \exp(-(1 - n) \cdot \int_{\theta_i}^t P_n(\tau) d\tau) dt.$$

Для всей совокупности действующих энергоблоков значение суммы средств Резерва (без учета изъятий на работы по снятию с эксплуатации) для заданного базового года составит

$$\Phi_{AЭС} = \sum_i^N \Phi_i,$$

где i – номер энергоблока, ведущего отчисления в Резерв;

N – количество энергоблоков.

С учетом фактически непрерывного процесса изъятия части аккумулируемых средств Резерва на покрытие затрат по k -тым этапам вывода j -тых энергоблоков из эксплуатации, объем средств Резерва в любой текущий год составит

$$\Phi(t) = \Phi_{AЭС} - \sum_j \sum_k \int_{t_k}^{t_{k+1}} \left[Z_k^j(t) \cdot \exp\left[-\int_{t_k}^{t_{k+1}} P_n(\tau) d\tau\right] \cdot \exp\left[\int_{t_k}^{t_{k+1}} i_k^m(\tau) d\tau\right] \right] dt,$$

где j – номер энергоблока, снимаемого с эксплуатации;

k – номер этапа вывода из эксплуатации;

t_k – время начала работ k -того этапа;

t_{k+1} – время окончания работ k -того этапа (начало работ $k+1$ -го этапа);

$Z_k^j(t)$ – затраты по k -тому этапу при выводе из эксплуатации j -того энергоблока;

i_k^m – темп роста инфляции затрат на k -том этапе вывода j -того энергоблока из эксплуатации.

Вид функций зависимости от времени темпа роста инфляции и налоговскорректированной ставки банковского процента (ставки дисконтирования) определяются на основании долгосрочного экономического прогноза. Вид функций зависимости от времени расхода на собственные нужды $f_i(t)$ и коэффициента использования установленной мощности $K_i(t)$ могут быть определены из статистической обработки массивов режимных данных энергоблока с экстраполяцией этих функций до момента останова энергоблока. Для оценочных расчетов предлагается взять эти величины как постоянные, усредненные по времени работы энергоблоков.

Таким образом, имея значение величины Резерва, приведенное к базовому году, и значение приведенных к тому же базовому году суммарных затрат на снятие с эксплуатации, можно получить искомую долю отчислений в Резерв от каждого реализованного киловатт-часа.

Кроме того, источниками финансирования мероприятий по СЭ могут являться:

- целевые инвестиционные средства и услуги эксплуатирующей организаций;

- взносы участников реализации концепции в виде целевых отчислений от прибыли предприятий, заинтересованных в реализации мероприятий концепции;
- кредиты банков, средства фондов и общественных организаций;
- средства зарубежных инвесторов, заинтересованных в реализации концепции (или ее мероприятий).

Выводы

Оценка затрат на снятие с эксплуатации энергоблоков атомных станций является одной из наиболее важных составляющих при разработке согласованной стратегии снятия с эксплуатации ядерной установки, отражающей национальную политику и гарантирующей безопасность персонала и населения. Для разработки концепции снятия энергоблоков РАЭС с эксплуатации в части определения размера финансирования и обеспечения его устойчивости необходима обоснованная оценка планируемых затрат, которая могла бы определить прогнозируемую потребность в финансовых ресурсах к определенному моменту времени.

Кроме того, предварительные экономические расчеты сделанные в настоящей работе для двух вариантов возможной стратегии снятия с эксплуатации, таких как отложенный демонтаж и немедленный демонтаж, дают возможность иметь дополнительный критерий при выборе стратегии.

Для определения стоимости затрат использовались методы ориентировочных расчетов с использованием укрупненных показателей, выведенных по проектам-аналогам, и основанные на учете сложившейся структуры затрат на объектах-аналогах. В статье определены принципиальные подходы к оценке каждой категории затрат.

На основании требований действующего законодательства в качестве основного источника финансирования работ по СЭ должен использоваться финансовый резерв, формирующийся из средств целевого финансирования и целевых поступлений от эксплуатирующей организации за время осуществления ею эксплуатации ядерной установки. В работе даны возможные пути решения задачи определения обоснованной нормы отчислений в фонд путем формирования математической модели накопления фонда, которая учитывала бы силу роста инфляции электроэнергии, изменение во времени количества вырабатываемой энергии и реализованной энергоблоком электроэнергии, силу роста налоговоскорректированной процентной ставки, и математической модели расходования средств фонда.

ЛИТЕРАТУРА

1. Концепция снятия с эксплуатации действующих АЭС Украины // Минтопэнерго. – К. – 2001.
2. Общие положения обеспечения безопасности при снятии с эксплуатации атомных электростанций и исследовательских реакторов (ОПБ-СЭ). – К. – 1998.
3. Носовский А.В., Салий Л.М. Концептуальные подходы к разработке методики оценки затрат по снятию с эксплуатации энергоблоков атомных

- электрических станций // Проблемы Чернобыля. – Чернобыль. – 2003. – вып.13. – С. 13–16.
4. Носовский А.В., Салий Л.М. Основные методические рекомендации по определению технологических затрат при снятии энергоблока АЭС с эксплуатации // Ядерная и радиационная безопасность. – К. – 2004. – вып.1. – С. 31–40.
 5. Manion W.J., LaGuardia T.S., An Engineering Evaluation of Nuclear Power Reactor Decommissioning Alternatives, Nuclear Energy Service // Inc. for the Atomic Industrial Forum, Washington D.C. – 1976.
 6. LaGuardia T.S., Risley J.P., Seymore F.W., Cloutier W.A., Smith E.G., Adier J.J., Hubbard K.M. Guidelines for Producing Commercial Nuclear Power Plant Decommissioning Costs Estimates. TLG Engineering // Inc. for the Atomic Industrial Forum, Washington D.C. – 1986.
 7. Носовский А.В., Салий Л.М. Метод оценки затрат на обращение с радиоактивными отходами при снятии энергоблока АЭС с эксплуатации// Проблемы Чернобыля. – Чернобыль. – 2006. – вып.4. – С. 94–103.
 8. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций, НП.306.1.02/1.034-2000.
 9. Закон Украины “Об упорядочении вопросов, связанных с обеспечением ядерной безопасности” от 24.06.2004 № 1868.

УДК 533.9; 621.039

**МАГНІТО-ПЛАЗМОВІ СЕПАРАЦІЙНІ ТЕХНОЛОГІЇ І ЇХ МОЖЛИВЕ
ВИКОРИСТАННЯ ДЛЯ ПЕРЕРОБКИ ВЯП І РАВ***Ю.В. Ковтун, Є.І. Скібенко, В.Б. Юферов**(Національний науковий центр “Харківський фізико-технічний інститут” НАНУ)*

У роботі розглядається можливість використання магнітоплазмових сепараційних технологій для вирішення проблеми переробки відпрацьованого ядерного палива (ВЯП) і радіоактивних відходів (РАВ). З урахуванням проведеного аналізу запропонована і представлена технологічна блок-схема переробки ВЯП при використанні для цих цілей магнітоплазмових сепараторів. Наведено опис пристрою для поділу речовини на елементи, у якому основним фізичним механізмом створення і нагрівання плазми є колективні процеси, що виникають при пучково-плазмовій взаємодії. Визначено розміри напівпромислового варіанта сепараційного пристрою.

Метою даної роботи є вивчення можливості використання іонно-атомних сепараційних технологій для вирішення проблеми переробки ВЯП і РАВ з залученням ефективних фізичних механізмів утворення та нагрівання плазми в сепараційному пристрої, наприклад, механізму пучково-плазмової взаємодії.

Для переробки радіоактивних відходів [1], а також відпрацьованого ядерного палива [2], в літературі [3-5] обговорюється можливість застосування магнітоплазмових сепараторів (МПС). Ідея переробки полягає в наступному: робоча речовина ВЯП чи РАВ підготовляється для подачі в блок фазових перетворень, де в наступному відбувається перетворення речовини, яка розділяється, з твердого (рідкого) стану у пароподібний, після чого вводиться в камеру плазмового джерела для її іонізації. Іони створеної плазми, що знаходяться в магнітному полі, селективно нагріваються, що приводить до зміни їхньої траєкторії руху в магнітному полі, просторового розподілу “гарячих” і “холодних” іонів, осадженню їх на іоноприймальні пластини, з яких надалі проводиться видалення осілих елементів. При цьому можливий поділ іонів плазми, відповідно, речовини РАВ та ВЯП, на легкі і важкі масові групи – так умовно названа “часткова сепарація”, або по-елементне розділення, тобто “повна сепарація”. При “частковій сепарації” ставиться задача зменшення питомої частки радіоактивної частини в РАВ, що зберігаються, коли не потрібна їх повна переробка.

Використання магніто-плазмових сепараторів у процесі переробки ВЯП і РАВ можливо в наступних випадках: у першому – використання МПС як перший крок процесу переробки ВЯП, а саме, відділення діоксида урану від продуктів розпаду, що дозволить зосередити основну активність РАВ в найбільш компактному вигляді на прийомних пластинках у твердій фазі; у другому – переробка РАВ, що утворюються на радіохімічному заводі (РХЗ) після хімічної переробки ВЯП. В обох випадках розглядається “часткова сепарація”. У проекті “Архімед” [3] запропоновано використання магніто-плазмового сепаратора на стадії переробки рідких ВАВ (високоактивних відходів), що дозволить зменшити кількість ВАВ для наступного зв'язування їх в боросілікатному склі. Така технологія дозволяє значно знизити кількість осклованих ВАВ (вартість переробки для отримання однієї каністри ємністю ~ 0,8м³ з осклованими ВАВ

коливається від 500 тис. до 1 млн. дол.), заощадити кошти на його переробку і зберігання, оскільки вимоги при зберіганні ВАВ набагато вищі, ніж при зберіганні середньо і низькоактивних відходів.

Відпрацьоване ядерне паливо являє собою тепловиділяючі елементи (твели), у яких таблетки діоксида урану вкладені в оболонку з цирконієвого сплаву, у свою чергу твели зібрані в тепловиділяючі збірки (ТВЗ). ВЯП має високу радіоактивність, що складається з радіоактивності накопичених у твелах продуктів поділу, а також з радіоактивності продуктів їхнього розпаду (у твелах концентрується більше 99,5% усіх радіоактивних нуклідів, що виникають на АЕС). Поряд з продуктами поділу урану у твелах у результаті реакцій радіаційного захоплення нейтронів актиноїдами і процесів їхнього розпаду накопичуються трансуранові елементи.

На рис.1 представлена технологічна блок-схема переробки ВЯП при використанні магнітоплазмових сепараторів. При цьому передбачається розміщення установки МПС на території атомної електростанції, що дозволить відмовитися від перевезення високоактивного відпрацьованого ядерного палива на РХЗ.

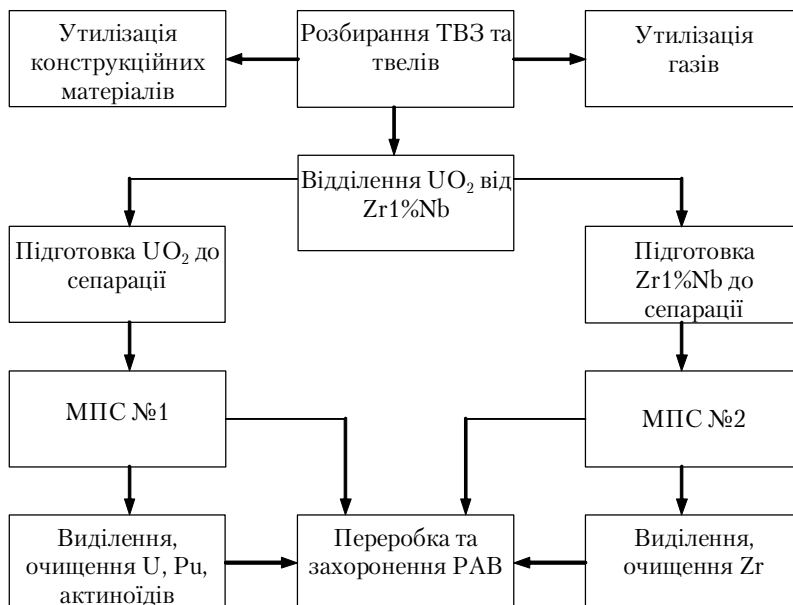


Рис. 1. Блок-схема технології переробки ВЯП при використанні магнітоплазмових сепараторів

Технологія переробки ВЯП магнітоплазмовими сепараторами буде включати наступні стадії:

- вивантаження з реактора відпрацьованого ядерного палива;
- витримку ВЯП в охолоджувальних басейнах на АЕС у середньому протягом 3 – 5 років;
- розбирання ТВЗ і твелів, при цьому відбувається відділення конструкційних матеріалів від оболонок ТВЗ і твелів, паливних елементів, а також виділення газів, що заповнюють об'єм твела (He, Xe, N₂ і т.д.);

- переробку конструкційних матеріалів, відправлення на зберігання, утилізацію газів;
- відділення паливних таблеток від оболонок твелів. Це дозволить окремо переробляти і виділяти UO_2 і Zr за допомогою МПС №1 і №2.

На рис. 2 приведена блок-схема сепаруючого пристрою. Основними частинами даного пристрою є: вакуумна система, магнітна система, фор-інжектор речовини, яка розділяється, фізична і технологічна діагностики, система розбирання і збирання продукції, система контролю і керування.

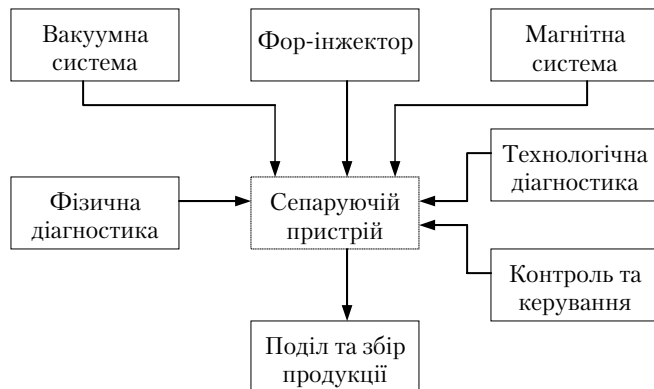


Рис. 2. Блок-схема сепаруючого пристрою (МПС)

Вакуумна система забезпечує необхідну величину робочого тиску в об'ємі МПС. Вона компонується безмасляними засобами відкачки, як на стадії попереднього розрідження від атмосфери, так і на високовакуумній стадії. З одного боку, це зв'язано з тим, що система збору елементів – це практично система напилування та осадження плівок. Наявність вуглеводів в установці приведе до появи водневих і вуглецевих іонів у плазмі, збільшить частоту зіткнень і, як наслідок, величину втрат плазми, а також надходження паразитних забруднюючих домішок у вже розділений продукт. З іншого боку, це пов'язано з забезпеченням низького рівня впливу на навколишнє середовище, що вимагає створення замкнутої системи відкачки, яка складається з ряду накопичувальних ємностей, у яких відбувається нагромадження радіоактивних продуктів відкачки з наступною їх утилізацією. При цьому не допускається попадання пару та масла в об'єми накопичувальних ємностей.

Поблочно вакуумна система містить:

- блок попереднього розрідження для відкачки об'єму МПС від 760 тор до $1 \cdot 10^{-2}$ тор зі швидкістю відкачки повітря від 20 до 100 л/с;
- блок високовакуумної відкачки, що забезпечує робочий тиск у сепараторі на рівні $1 \cdot 10^{-6}$ тор, зі швидкістю відкачки від $3 \cdot 10^3$ до $1 \cdot 10^4$ л/с;
- лінію диференціальної відкачки для мінімізації потоку нейтральних атомів з камери іонізації в зону розділення в залежності від газового навантаження, в перших трьох блоках вакуумної відкачки передбачається широке використання криогенних методів одержання вакууму в діапазоні тисків 760 – $1 \cdot 10^{-6}$ тор, які найліпше відповідають вимогам вакуумної системи, що не містить масла;

- блок виміру і контролю вакуумних умов;
- блок енергоживлення вакуумної системи.

Надпровідна магнітна система формує аксіальне магнітне поле однорідної чи пробочної конфігурації з несиметричними пробками [6] і складається з:

- надпровідникових магнітів, виготовлених з надпровідника на основі потрібного сплаву ніобій-титан-тантал або на основі інтерметаліда ніобій-олово; вибір того чи іншого надпровідника може бути пов'язаний з режимом роботи установки, геометрією надпровідних обмоток та варіантом розміщення магнітної системи відносно вакуумної камери – внутрішнє чи зовнішнє; внутрішнє розміщення магнітної системи буде доцільним у випадку створення та нагрівання плазми за рахунок пучково-плазмової взаємодії; в цьому випадку слід очікувати суттєвого скорочення як капітальних, так і експлуатаційних витрат за рахунок зменшення об'єму (енергії) магнітного поля та кількості надпровідника;
- блоку криоохолодження надпровідникових магнітів, який може працювати в рефрижераторному режимі або в рідинноналивному; якщо вибирається варіант рідинної ванни, то на стадії передохолодження магнітної системи охолоджувальний пристрій може бути двох- чи трьох-ступінчастим, що використовує в якості криогентів зріджені гази азот, неон і гелій, що киплять при атмосферному чи зниженому тиску; потужність криоохолоджувального пристрою буде складати 50–100 Вт на рівні гелієвих температур в залежності від типу струмоводів, що використовуються, та з урахуванням витрат на криогенну відкачку установки;
- блоку енергоживлення надпровідникової магнітної системи.

Фор-інжектор для заповнення об'єму сепаратора речовиною, що розділяється, в іонізованому стані складається з:

- системи подачі робочої речовини, що забезпечує безперервну доставку речовини в блок фазових перетворень;
- блоку фазових перетворень, у якому вихідна речовина, що розділяється, переходить із твердого в пароподібний стан;
- дозатора, що регулює масову витрату речовини, що розділяється, для підтримки сталості потоків нейтральної речовини і металеві плазми, відповідно;
- камери іонізації, де відбувається іонізація речовини, що розділяється, в паровій фазі й утворення металеві плазми необхідних параметрів за допомогою механізму пучково-плазмової взаємодії;
- іонізатора (електронної гармати) для одержання електронного пучка, що провадить іонізацію речовини, яка розділяється, в паровій фазі за рахунок ударної іонізації на лінійній стадії і колективних процесів на стадії нелінійного (експонентного) росту щільності плазми;
- засобів технологічної діагностики для постійного контролю температури і тиску пари у блоці фазових перетворень;
- блоку енергоживлення фор-інжектора.

Фізична діагностика використовує безконтактні методи, такі як спектрометричні і СВЧ методи, і повинна контролювати наступні параметри:

- ВЧ-, Е- і Н-поля;
- іонні потоки;
- щільність плазми;

- температуру іонів і електронів;
- флуктуації щільності і температури плазми;
- профіль просторового розподілу щільності плазми;
- зарядність іонів;
- швидкість плазмового потоку;
- частоту обертання плазми.

Система розділення і збирання продукції – зона, у якій відбувається розділення і збирання продукції, складається з:

- блоку нагрівання компонент плазми;
- зони розділення, у якій відбувається просторове розділення “гарячих” і “холодних” іонів;
- іоноприймача, що представляє собою набір іоноприймальних пластин для осадження робочої речовини;
- шлюзу, що дозволяє вивантажувати продукцію без розгерметизації робочої камери сепаратора;
- пристрою для вивантаження продукції.

Технологічна діагностика дозволяє проводити контроль працездатності всіх систем сепаратора.

Контроль і керування – це автоматизована система, що зв’язує у єдину систему всі системи МПС для керування і контролю за технологічним процесом розділення речовини.

На рис.3 представлена схема пристрою для розділення речовини на елементи [7].

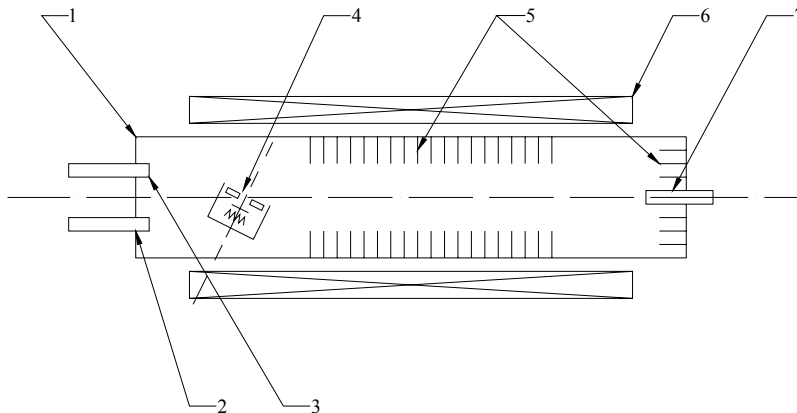


Рис. 3. Схема пристрою для розділення речовини на елементи

Пристрій містить вакуумну камеру 1, з'єднану з вузлом подачі речовини, що розділяється, 2 і вузлом подачі підпалювального газу 3. Усередині камери 1 розміщене джерело плазми у вигляді електронної гармати 4 і приймач плазмового потоку у вигляді пластин 5. Пристрій має магнітну систему 6, що охоплює камеру 1. На протилежному від місця розміщення вузла подачі речовини, що розділяється, 2, вузла подачі підпалювального газу 3 і електронної гармати 4 у торці вакуумної камери 1 розміщений колектор пучка 7. Для запропонованого пристрою, зображеного на рис.4, основним фізичним

механізмом створення і нагрівання плазми в цьому пристрої є колективні процеси, що виникають при пучково-плазмовій взаємодії [8].

У роботі магніто-плазмового сепараційного пристрою можна виділити кілька послідовно виконуваних стадій. У першу чергу – це стадія приготування робочої речовини в необхідному фазовому стані, тобто пароподібному. Для її стартової реалізації вимагаються досить значні витрати часу та енергії. Друга стадія – це подача (транспортування) речовини, що розділяється, в паровій фазі в зону іонізації. При цьому можливі різні варіанти дозованої подачі речовини, що розділяється, в область пучково-плазмового розряду: – фронтальна подача речовини назустріч електронному пучку; – бічна подача по радіусу системи; – подача речовини, що розділяється, в супутньому потоці в напрямку інжекції електронного пучка. По всім трьом варіантам введення (інжекції) передбачається, що речовина може бути доставлена в будь-яку точку сепараційного об'єму (тракту). Третя стадія – іонізаційна (ударна іонізація по лінійному закону). Відзначимо, що у випадку пучково-плазмового розряду іонізаційна область може бути реалізована в будь-якій точці сепараційного об'єму (тракту), де створена надлишкова щільність нейтральних часток речовини, що розділяється, порядку 10^{12} см^{-3} . Четверта стадія – теж іонізаційна, але в цьому випадку за рахунок колективних процесів наростання щільності відбувається вже по нелінійному (експонентному) закону. На п'ятій стадії реалізація механізму колективної пучково-плазмової взаємодії в розряді дозволяє поряд з нагріванням електронів робити також нагрівання іонів, що зв'язано з виникненням у розряді радіального електричного поля, що приводить до обертання плазми, розміщеної в подовжньому магнітному полі. Відносний рух різних по заряду і масі компонентів плазми приводить до нестійкості плазми щодо подовжніх коливань обертової плазми і виникненню іонно-циклотронних коливань з частотою $\omega \sim \omega_{H^+}$ коли частота обертання стає близькою до іонно-циклотронної частоти ω_{H^+} . Таким чином, обертання плазми і нагрівання іонів відбувається за рахунок самозбуджених електронним пучком іонних циклотронних коливань в розряді. На шостій стадії відбувається просторовий поділ у магнітному полі “гарячих” і “холодних” іонів, осадження їх на іоноприймальних пластинах, з яких надалі провадиться видалення осілих елементів.

Перевагою (достоїнством) даного методу створення плазми є те, що електронний пучок від зовнішнього джерела (електронної гармати) у вакуумі і подовжньому магнітному полі поширюється практично без втрат на відстані порівняні з довжиною сепаратора. Це дозволяє використовувати різні способи подачі робочої речовини, по суті справи, у будь-яку точку (область) інжекційного тракту. В умовах пучково-плазмового розряду можливо досягти 100% вигорання нейтралів [9], тобто 100% іонізації робочої речовини.

Очікувані розміри напівпромислового варіанта сепаруючого пристрою можуть бути наступними: радіус плазми $\sim 0,5 \text{ м}$, довжина плазмового стовпа (утворення) $\sim 4 \text{ м}$ і, отже, об'єм плазми $3,14 \text{ м}^3$, щільність іонного компонента плазми $\geq 10^{12} \text{ см}^{-3}$, температура електронів плазми $T_e \leq 50 \text{ еВ}$, температура іонів $T_i \sim 20 \text{ еВ}$. Подальші розрахунки та оцінки будуть проводитись з урахуванням цих розмірів і величин.

Для поділу речовини по елементам масову продуктивність МПС можна записати в наступному виді:

$$m = M \cdot \Delta\mu \cdot n(r) \cdot v \cdot s \cdot K_{\text{эф.}} \cdot t_n, \quad (1)$$

$$n(r) = n_{max} \cdot \left(1 - \frac{r}{r_{max}}\right)^\gamma, \quad (2)$$

де M – вага атома, г;
 m – процентний вміст елемента в речовині;
 $n(r)$ – щільність плазми в залежності від радіальної координати;
 n_{max} – максимальне значення щільності плазми;
 r_{max} – максимальний радіус плазмового утворення;
 γ – показник степеневі функції, що характеризує профіль просторового розподілу щільності плазми;
 v – швидкість плазмового потоку;
 s – площа поперечного перерізу плазмового потоку;
 K_{ef} – коефіцієнт ефективності сепаратора;
 t_n – час накопичення елемента, с.

Коефіцієнт K_{ef} характеризує ефективність перетворення пароподібної речовини в іонізовану, поділ іонів плазми по масам, збирання розділених іонів на приймальних пластинах у сепараторі.

Розрахункове значення масової продуктивності сепаратора на добу (за формулами 1, 2) при переробці ВЯП реактора ВВЭР-1000 для різних значень K_{ef} , приведено на рис. 4. Ізотопний склад відпрацьованого ядерного палива відповідає [10].

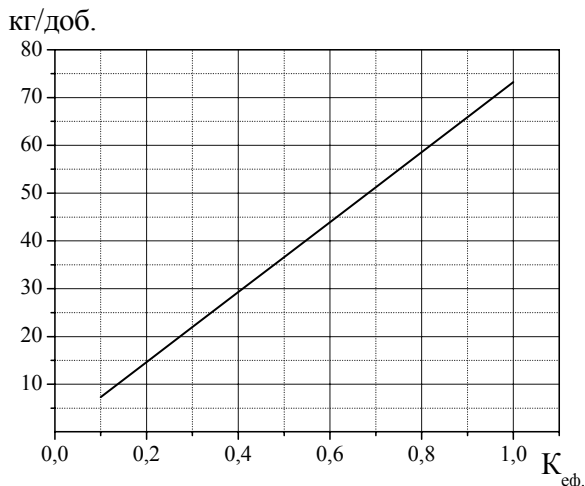


Рис. 4. Залежність масової продуктивності сепаратора для різних значень коефіцієнта ефективності

Як видно з рисунка 4, продуктивність МПС для коефіцієнта ефективності сепаратора 0,5 і 1 складає 36 і 73 кг на добу суміші урану з трансурановими нуклідами, відповідно. При коефіцієнті ефективності сепаратора 0,5–0,8 річна кількість переробленого палива складе 13–21 т.

Таким чином, на основі проведеної роботи можна дійти таких висновків:

1. З урахуванням проведеного аналізу запропонована і представлена технологічна блок-схема переробки ВЯП при використанні для цих цілей магнітоплазмових сепараторів.

2. Обговорено можливість застосування магнітоплазмових сепараторів для переробки радіоактивних відходів, а також відпрацьованого ядерного палива. Наведено опис процесу переробки з використанням МПС. Представлено блок-схему сепаруючого пристрою.

3. Наведено опис пристрою для розділення речовини на елементи, у якому основним фізичним механізмом створення і нагрівання плазми є колективні процеси, що виникають при пучково-плазмовій взаємодії.

4. Визначено розміри напівпромислового варіанта сепаруючого пристрою, а також залежність його добової масової продуктивності від ефективності сепаратора.

5. Наведений аналіз і розрахунки показують прийнятність використання магнітоплазмових сепараційних технологій у рішенні проблеми переробки ВЯП і РАВ. Найкращим варіантом використання МПС для переробки ВЯП і РАВ має бути варіант його розміщення та експлуатація на близькій відстані від джерела ВЯП і РАО, тобто біля або на території АЕС або іншого об'єкту, що має таку потребу.

ЛІТЕРАТУРА

1. Неклюдов И.М., Красноруцкий В.С. О научно-технической поддержке ядерно-энергетического комплекса Украины // Ядерні та радіаційні технології. – Т.6, №1–2. – 2006. – С. 15–24.
2. Красноруцкий В.С. О ядерном топливном цикле Украины // Ядерні та радіаційні технології. – Т.6, №1–2. – 2006. – С. 7–14.
3. Gilleland J., Ohkawa T., Agnew S., Cluggish B., Freeman R., Miller R., Putvinski S., Sevier L., Umstadter K. Application of Archimedes Filter for Reduction of Hanford HLW // WM'02 Conference. – Tucson (USA). – 2002.
4. Zhil'tsov V.A., Kulygin V.M., Semashko N.N., Skovoroda A.A., Smirnov V.P., Timofeev A.V., Kudryavtsev E.G., Rachkov V.I., Orlov V.V. Plasma separation of the elements applied to nuclear materials handling // Atomic Energy. – 2006. – Vol. 101, № 4. – P. 755–759.
5. Скибенко Е.И., Юферов В.Б., Ковтун Ю.В. Концептуальный проект плазменного источника на основе пучково-плазменного разряда для сепарационных технологий // Сборник докладов 8-го Международного конгресса “Оборудование и технологии термической обработки металлов и сплавов”. Том 1. – Харьков: ННЦ ХФТИ. – 2007. – С. 232–238.
6. Скибенко Е.И., Ковтун Ю.В., Юферов В.Б. Фор-инжектор разделяемого вещества на основе пучково-плазменного разряда для ионно-атомных сепарационных технологий. Концептуальный проект. Часть вторая. // Вестник НТУ ХПИ. Тематический выпуск: Техника и электрофизика высоких напряжений. – 2007. – № 20 – С. 180–189.
7. Пат. 24729 Україна, МПК (2006) B01D 59/00. Пристрій для розділення речовини на елементи: Пат. 24729 Україна, МПК (2006) B01D 59/00 / Є.І.Скибенко, Ю.В.Ковтун, В.Б.Юферов; Заявл. 16.03.2007; Опубл. 10.09.2007, Бюл. №10. – 3 с.
8. Файнберг Я.Б. Взаимодействие пучков заряженных частиц с плазмой // Атомная энергия. – 1961. – Т.11, № 4. – С. 313–335.
9. Alexeff I., Estabrook K., Hirose A., Jones W.D., Neidigh R.V., Olsen J.N., Scott F.R., Stirling W.L., Widner M.M., Wing W.R. Understanding turbulent ion

heating in the OAK Ridge mirror machine, 'BURNOUT V' // Physical Review Letters. – 1970. – Vol.25, №13. – P. 848–851.

10. Круглов А.К., Рудик А.П. Реакторное производство радиоактивных нуклидов. – М.: Энергоатомиздат. – 1985. – 256 с.

УДК 355.452

ВЛИЯНИЕ ВОДНО-ХИМИЧЕСКИХ РЕЖИМОВ НА БЕЗОПАСНОСТЬ, НАДЕЖНОСТЬ И ЭКОНОМИЧНОСТЬ ЭКСПЛУАТАЦИИ АЭС. СОСТОЯНИЕ И ПЕРСПЕКТИВЫ

И.М. Фольтов¹, А.В. Архипенко¹, А.Н. Масько²
(¹ГП НАЭК “Энергоатом”, ²ГП “ГНИЦ СКАР”)

Представлены результаты ведения водно-химического режима на АЭС Украины в 2003–2007 годах. Проанализированы основные мероприятия по совершенствованию ВХР, такие как коррекционная обработка рабочей среды органическими аминами, консервация оборудования и реконструкция систем химического контроля. Показано, что внедрение современных методов и средств организации и ведения ВХР обеспечит безопасную, надежную и экономичную работу теплоэнергетического оборудования энергоблоков АЭС на протяжении проектного срока эксплуатации и за его пределами. Дана сравнительная оценка состояния ВХР на лучших зарубежных АЭС с реакторами типа PWR и украинских АЭС, на основании которой предложены мероприятия по дальнейшему совершенствованию ВХР АЭС с реакторами типа ВВЭР.

ВВЕДЕНИЕ

Совершенствование химических технологий на украинских АЭС осуществляется в соответствии с “Программой реконструкции и модернизации оборудования химических цехов и совершенствования химических технологий” Государственного предприятия НАЭК “Энергоатом”.

Программа предусматривает выполнение таких основных мероприятий:

- коррекционная обработка рабочей среды второго контура органическими аминами (морфолином, этаноламином, октадециламином);
- модернизация систем автоматического и лабораторного химического контроля (ЛХК);
- создание экспертно-диагностических систем (ВХР);
- совершенствование ВХР вспомогательных систем;
- реконструкция химводоочистки (ХВО);
- внедрение ВХР первого контура (ВХР-1) с дозированием газообразного водорода вместо аммиака.

СОВЕРШЕНСТВОВАНИЕ ВХР ВТОРОГО КОНТУРА

Гидразин-аммиачный водно-химический режим второго контура (ВХР-2), долгое время бывший традиционным для АЭС с реакторами типа ВВЭР, приводил к образованию значительного количества продуктов коррозии железа и меди и их поступлению в парогенератор (ПГ) с питательной водой. Это было причиной накопления шламов и подшламовой коррозии в ПГ. Для устранения этих негативных процессов в последние годы на украинских АЭС лицензированы и внедрены ВХР-2 с применением органических аминов, как для коррекционной обработки рабочей среды второго контура на протяжении всей топливной кампании (морфолин, этаноламин), так и для консервации в течение нескольких суток перед остановом на ППР (октадециламин). В настоящее время морфолиновый ВХР-2 ведется на энергоблоках ЗАЭС-1–6, ЮУАЭС-1–3,

ХАЭС-2, этаноламиновый ВХР-2 – на энергоблоках РАЭС-3,4 (Таблица 1), а октадециламиновая консервация проводится на энергоблоках ЗАЭС-1–6.

Таблица 1. Средние значения показателей качества рабочей среды при ведении морфолинового и этаноламинового режима 2 контура на АЭС Украины в 2007 году

Блок	Питательная вода						Продувочная вода					
	N ₂ H ₄	pH	O ₂	Fe	Cu	Морф (ЭТА)	Cl	Na	pH	X _н	Li	SO ₄
	мкг/кг	единиц	мкг/кг	мкг/кг	мкг/кг	мг/кг	мкг/г	мкг/кг	единиц	мкСм/см	мкг/кг	мкг/кг
Нормы		8,8-9,2	≤10	≤15	≤5,0	2-5 (0,6-0,8)	≤100	≤300	8,0-9,2	≤5,0	20-80	≤200
ЗАЭС 1	5,2	9,1	0,5	5,0	3,2	3,4	<40	29	9,0	1,5	–	36
ЗАЭС 2	5,2	9,1	0,3	4,4	3,3	3,2	<40	25	9,0	1,9	–	59
ЗАЭС 3	4,1	9,1	0,8	4,8	3,5	3,3	55	59	9,0	2,4	–	79
ЗАЭС 4	11,0	9,1	0,9	4,7	3,1	3,3	47	83	9,0	2,5	–	98
ЗАЭС 5	6,4	9,0	0,6	5,9	2,4	3,4	<40	25	8,9	1,5	–	58
ЗАЭС 6	8,9	9,1	0,5	5,9	2,7	3,1	47	47	9,0	1,7	–	80
ЮУ 1	7,9	9,2	0,8	3,7	2,0	3,6	<40	72	9,1	2,2	–	115
ЮУ 2	8,8	9,2	1,9	4,0	1,8	3,6	<40	49	9,2	2,0	–	115
ЮУ 3	9,4	9,3	0,4	5,2	2,1	3,7	<40	30	8,8	1,4	–	73
РАЭС 1	118	8,9	3,3	6,6	1,4	–	49,1	51,2	8,6	1,8	28,0	69,6
РАЭС 2	107	9,0	3	8,2	1,4	–	45,0	45,1	8,6	1,6	18,0	51,0
РАЭС 3	8	9,1	3,5	6,2	1,6	/0,6/	40,7	16,1	9,3	1,0	<10	56,7
РАЭС 4	114	9,1	5,7	9,1	1,6	/0,7/	42,7	31,2	8,9	2,4	26,8	124
ХАЭС 1	126,4	9,1	4,6	7,9	< 1	–	41,5	27	8,7	1,2	–	32,2
ХАЭС 2	102,5	9,1	4,6	11,3	< 1	–	40	11,2	8,5	1,3	–	21,5

Внедрение морфолинового и этаноламинового ВХР-2 на украинских АЭС привело к снижению концентрации железа в питательной воде в 2–3 раза (рис. 1) и повышению pH в паро-водяном контуре, что позволило значительно снизить:

- коррозионно-эрозионный износ конструкционных материалов оборудования 2 контура,
- отложения продуктов коррозии в ПГ,
- скорость деградации теплообменных трубок ПГ,
- количество химических промывок ПГ.

Применение органических аминов для коррекционной обработки рабочей среды второго контура не привело к повышению эксплуатационных затрат на химические реагенты.

Анализ эксплуатационных затрат на ведение ВХР-2 показывает (рис. 2), что:

- затраты на дозирование морфолина с избытком компенсируются уменьшением затрат на дозирование гидразина и эксплуатацию блочной очистной установки (БОУ);
- затраты реагентов на поддержание ВХР-2 в первую очередь зависят от режима работы фильтров смешанного действия (ФСД) БОУ;
- при протечках охлаждающей воды в конденсаторах турбин включаются в работу ФСД БОУ, что приводит к выводу из контура корректирующих добавок и увеличивает затраты на их дозирование.

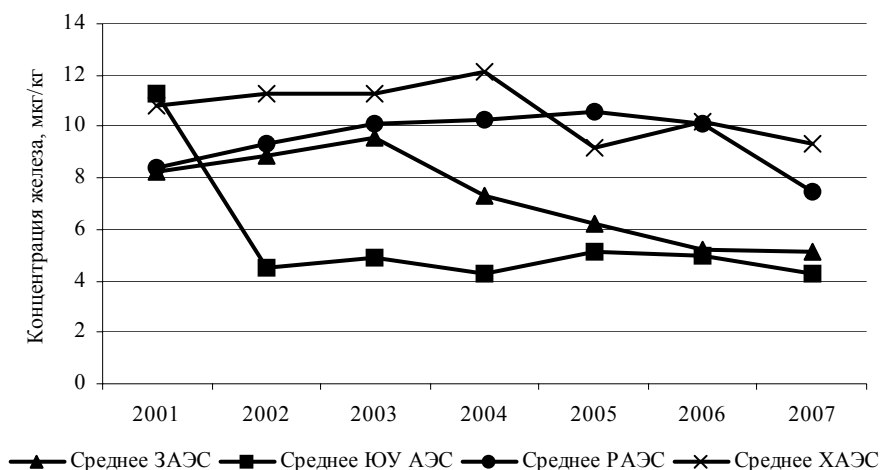


Рис. 1. Средняя концентрация железа в питательной воде ПГ

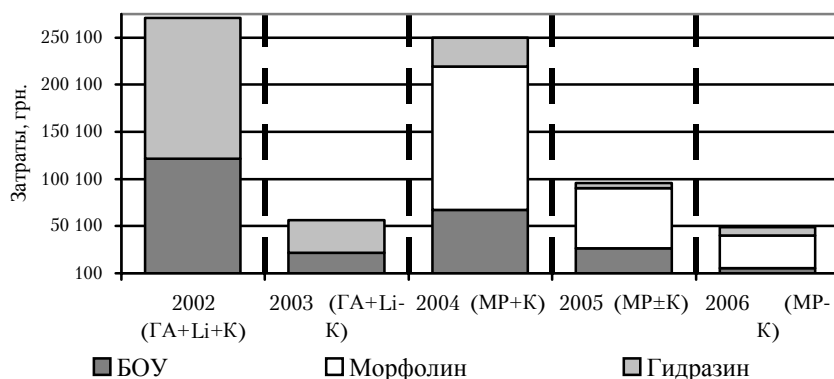


Рис. 2. Анализ эксплуатационных затрат на поддержание ВХР-2 энергоблока ВВЭР-1000:

ГА+Li – гидразин-аммиачный ВХР с подщелачиванием котловой воды литием;

+К – работа преимущественно с включенными ФСД конденсатоочистки;

-К – работа преимущественно с отключенными ФСД конденсатоочистки.

Важнейшим результатом совершенствования ВХР-2 является повышение безопасности энергоблоков вследствие сохранения целостности такого важного барьера на пути распространения радиоактивных веществ, которым являются теплообменные трубки (ТОТ) ПГ.

Результаты химического контроля рабочих сред 2 контура, вихретокового контроля ТОТ ПГ, анализ результатов химических промывок и коррозионных обследований ПГ, а также количество протечек теплоносителя первого контура в ПГ (Рисунок 3) наглядно демонстрируют эффективность реализованных мероприятий по совершенствованию ВХР-2.

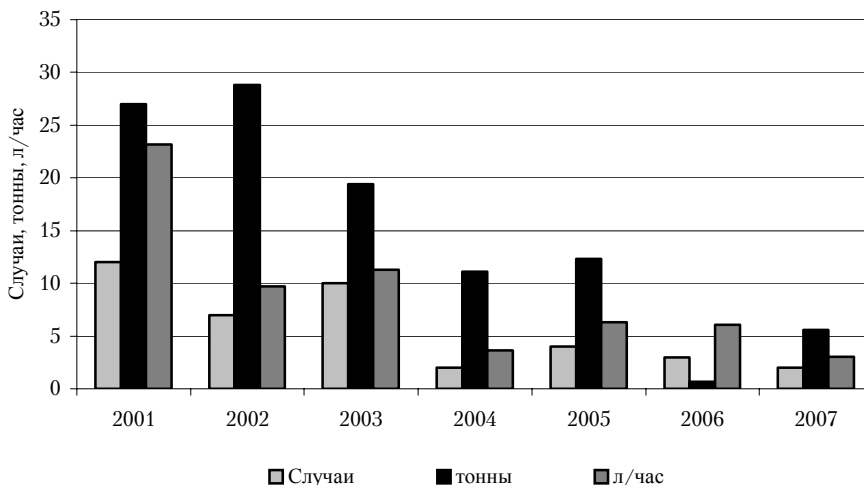


Рис. 3. Количество случаев и величина приведенной протечки ПГ на украинских АЭС

Основной экономический эффект от совершенствования ВХР-2 достигнут за счет повышения эксплуатационной надежности оборудования второго контура и, в первую очередь, ПГ. Анализ данных о количестве заглушенных трубок ПГ (Таблица 2, Рисунок 4) показывает, что для энергоблоков ХАЭС, ЗАЭС и РАЭС эта величина в 2007 году составила 0,5–3,4 трубки на один ПГ и была на довольно низком уровне в последние годы. Это позволяет прогнозировать надежную работу ТОТ ПГ не только в проектный срок эксплуатации, но и за его пределами.

Таблица 2. Количество заглушенных в течение года теплообменных трубок ПГ на украинских АЭС (в среднем на 1 ПГ)

АЭС	Количество ПГ	1997	1998	1999	2000	2001	2002	2003	2004	2005	2006	2007
ЗАЭС	24	1	1	1	2,7	1,3	2,6	12	1,5	1,4	2	1
ЮУАЭС	12	10	44	64	67	91	33	17*	18*	28*	67*	28*
РАЭС	16	7,6	22	16	70	21	7,6	3,3	3,6	1,6	7,5	3,4
ХАЭС-1	4	0	0	0	0	0,5	2,5	0	1	1	1	0,5

* При расчете среднего значения показателя не учитывались ПГ, замененные в 2003 году (2 шт.) и в 2007 году (3 шт.).

На не замененных ПГ ЮУАЭС, которые в предыдущие годы подверглись сильному коррозионному воздействию (в 90-е годы для ЮУАЭС допускался “особенный” ВХР-2 с повышенной концентрацией коррозионно-активных примесей в воде ПГ), количество заглушаемых трубок остается значительным. Оно резко возросло в 2006 году по причине ужесточения критериев глушения трубок (а именно, доведения этого критерия до уровня энергоблоков других АЭС) и уменьшилось в 2007 году. Совершенствование ВХР-2 на ЮУАЭС позволило на 3–4 года отсрочить замену ПГ на энергоблоке №1.

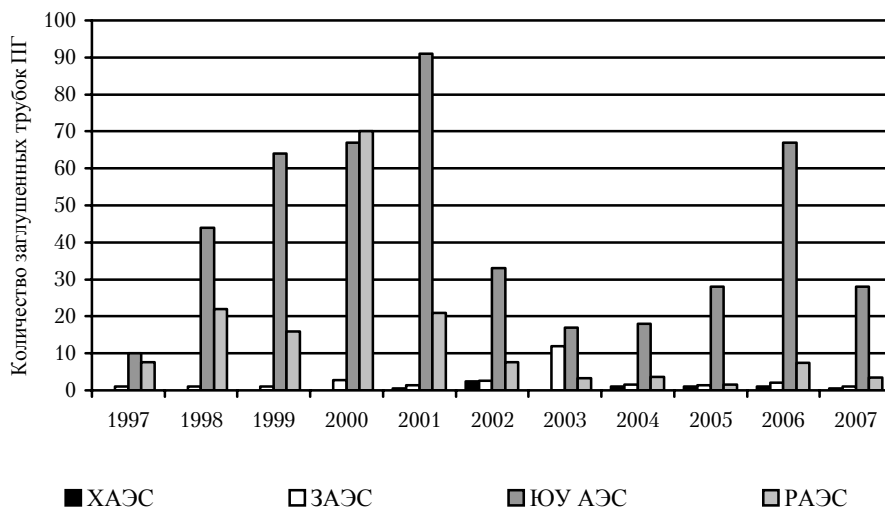


Рис. 4. Количество заглушенных в течение года трубок ПП на украинских АЭС (в среднем на 1 ПП)

На всех АЭС во время останова энергоблоков производится изучение процесса “hide-out return” в ПП и его использование для вывода накопившихся в ПП солей (Рисунки 5,6).

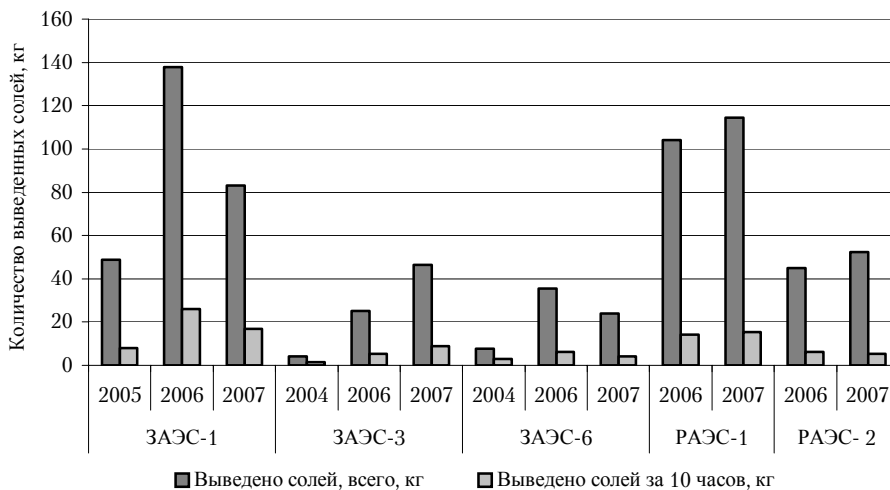


Рис. 5. Вывод солей с продувочной водой ПП в процессе “hide-out return” (менее 20 кг)

Основными факторами, способствующими накоплению солей в ПП при прочих равных условиях, являются:

- наличие шламов в ПП;
- концентрирование солей в котловой воде во время работы энергоблока на мощности.

Поэтому использование процесса “hide-out return” в ПГ позволяет не только снизить количество накопившихся солей в ПГ, но и оценить состояние “целевого ВХР” в зонах концентрирования солей, а также вероятность протекания подшламовой коррозии. Для ПГ, в которых в процессе “hide-out return” выводится большое количество солей, целесообразно проводить химическую промывку с целью уменьшения риска подшламовой коррозии.

Несмотря на значительное сокращение количества протечек в ПГ и количества заглушаемых трубок ПГ, эти явления по-прежнему имеют место и требуют дальнейшего совершенствования ВХР-2.

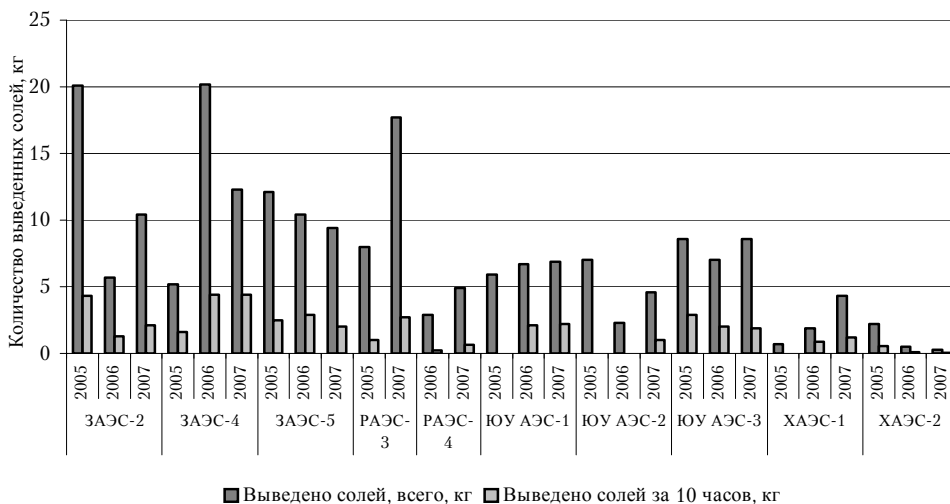


Рис. 6. Вывод солей с продувочной водой ПГ в процессе “hide-out return” (более 20 кг)

Сравнение состояния ВХР-2 на украинских АЭС с ВХР-2 западных двухконтурных АЭС позволяет сделать следующие выводы.

Для АЭС с медьсодержащими сплавами во втором контуре:

- концентрация железа в питательной воде на украинских АЭС при коррекционной обработке органическими аминами составляет 4–5 мкг/кг, а на французских АЭС компании “Электрисите де Франс” (ЭДФ) – 1–2 мкг/кг;
- значения рН рабочих сред 2 контура на украинских и западных АЭС практически одинаковы (9,1–9,3). Однако, включение ФСД БОУ на украинских АЭС при присосах охлаждающей воды приводит к выводу из контура корректирующих аминов и снижению рН (на двухконтурных АЭС компании “Электрисите де Франс” БОУ отсутствуют);
- концентрация коррозионно-активных примесей в продувочной воде ПГ на украинских АЭС на порядок выше, чем на западных АЭС. Причиной этого являются неплотные конденсаторы и недостаточно высокое качество химически обессоленной воды. Электропроводимость воды на украинских АЭС составляет 0,12–0,13 мкСм/см, а на западных АЭС – 0,06–0,07 мкСм/см.

Для АЭС без медьсодержащих сплавов во втором контуре (в Украине в настоящее время таких нет) характерны:

- низкая концентрация железа в питательной воде, не более 1 мкг/кг;
- высокие значения рН в рабочих средах второго контура – 9,6–9,8;
- низкая концентрация коррозионно-активных примесей в продувочной воде ПГ – на уровне единиц мкг/кг.

Эффективными методами улучшения ВХР-2 энергоблоков ВВЭР являются:

- удаление медьсодержащего оборудования из второго контура, включая замену конденсаторов на плотные титановые или нержавеющей;
- реконструкция ХВО с целью улучшения качества обессоленной воды и снижения поступления примесей во второй контур с подпиточной водой.

При принятии решения о замене конденсаторов необходимо обеспечить их плотность и коррозионную стойкость, как со стороны второго контура, так и со стороны охлаждающей технической воды, что особенно важно для ЮУ АЭС с высоким солесодержанием охлаждающей воды. В то же время следует учитывать, что медь является эффективным гербицидом, и поэтому отсутствие контакта технической воды с медью может привести к усиленному биологическому обрастанию замкнутых систем технического водоснабжения. В условиях прудов-охладителей (ХАЭС, ЮУАЭС, ЗАЭС) борьба с биологическим обрастанием оборудования будет очень проблематична. Поэтому специалисты ЭДФ рекомендуют рассмотреть возможность использования комбинированных конденсаторов: две трети – из титана или нержавеющей стали, одна треть – из медных сплавов, но без ущерба для плотности конденсаторов. При невозможности замены медьсодержащего оборудования во втором контуре применение органических аминов является эффективным компенсирующим мероприятием для поддержания нормативного качества рабочих сред второго контура.

До замены конденсаторов на плотные и реконструкции ХВО необходимо реализовывать следующие компенсирующие меры по улучшению ВХР-2:

- применять органические амины во втором контуре на всех энергоблоках;
- повышать плотность конденсаторов путем нанесения защитных покрытий;
- разрабатывать и совершенствовать методы ранней диагностики, поиска и устранения присосов охлаждающей воды;
- сокращать количество подпиточной воды;
- проводить химические промывки ПГ при большом количестве выводимых солей во время останова (“hide-out return” более 40 кг на протяжении 2–3 лет).

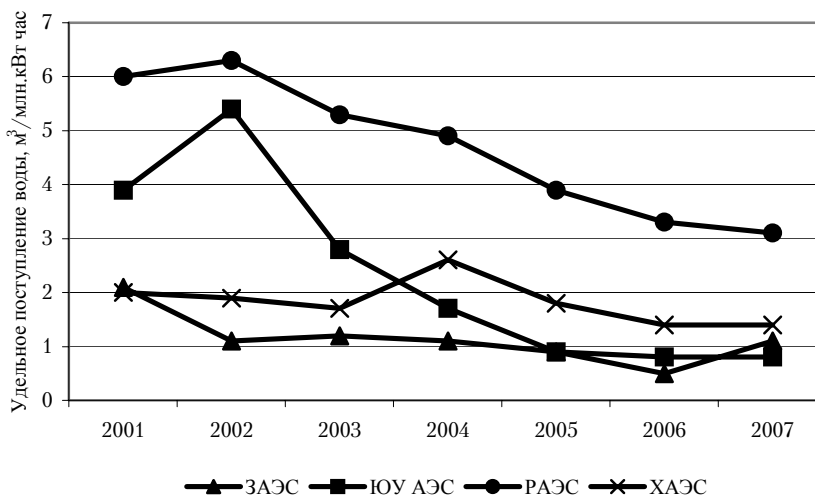
НАПРАВЛЕНИЯ СОВЕРШЕНСТВОВАНИЯ ВХР ПЕРВОГО КОНТУРА

На украинских АЭС обеспечивается стабильное ведение ВХР первого контура (Таблица 3). Отложений продуктов коррозии на конструкционных элементах тепловыделяющих сборок (ТВС) не наблюдалось. Отклонения качества теплоносителя от установленных норм были в пределах первого уровня действия и устранялись в течение установленного действующими нормативами времени.

Существующие сегодня на украинских АЭС системы контроля и поддержания ВХР-1 обеспечивают безопасную и надежную работу оборудования и материалов первого контура. Однако на украинских АЭС образуется значительное количество жидких радиоактивных отходов (Рисунок 7) и растут мощности дозы излучения от оборудования первого контура (Рисунок 8).

Таблица 3. Средние значения показателей качества теплоносителя первого контура в 2007 году

Энерго-блок	Показатели качества теплоносителя						
	H_2BO_3	$K+Na+Li$	Cl	O_2	NH_3	H_2	Fe
	г/дм ³	ммоль/дм ³	мг/дм ³	мг/дм ³	мг/дм ³	мг/дм ³	мг/дм ³
Нормы		0,036-0,5	<0,1	<0,005	>3,0	2,2-4,5	<0,005
ЗАЭС 1	3,4	0,24	<0,04	0,0001	11,1	2,7	0,005
ЗАЭС 2	3,4	0,25	<0,04	0,0002	8,7	2,5	0,005
ЗАЭС 3	2,9	0,23	<0,04	<0,005	10,2	2,3	0,005
ЗАЭС 4	3,3	0,25	<0,04	<0,005	12,7	2,5	0,005
ЗАЭС 5	3,3	0,24	<0,04	0,0003	10,7	2,5	0,004
ЗАЭС 6	3,7	0,26	<0,04	0,0002	11,8	2,5	0,005
ЮАЭС 1	3,1	0,22	<0,04	<0,005	12,2	2,8	0,007
ЮАЭС 2	2,9	0,21	<0,04	<0,005	11,4	2,6	0,006
ЮАЭС 3	2,9	0,20	<0,04	<0,005	12,1	2,5	0,005
РАЭС 1	2,6	0,23	<0,04	<0,005	11,8	2,9	0,010
РАЭС 2	2,5	0,22	<0,04	<0,005	11,9	3,6	0,01
РАЭС 3	3,7	0,27	≤0,04	<0,005	11,4	2,4	0,017
РАЭС 4	3,5	0,24	≤0,04	<0,005	12,5	2,3	0,024
ХАЭС 1	3,7	0,3	<0,04	<0,005	14,1	2,3	0,011
ХАЭС 2	3,1	0,2	<0,04	<0,005	11,5	2,3	0,004

Рис. 7. Удельное поступление радиоактивно загрязненной воды на очистные установки спецкорпуса на единицу выработанной АЭС электроэнергии, м³/млн.кВт.час

Опыт организации ВХР 1 контура на западных АЭС с реакторами типа PWR показывает возможность уменьшения количества РАО и мощности дозы излучения от оборудования путем модернизации ВХР-1 АЭС с ВВЭР в таких основных направлениях:

- переход на дозирование газообразного водорода в первый контур вместо аммиака;
- дозирование цинка в первый контур;
- применение борной кислоты, обогащенной по изотопу ¹⁰B.

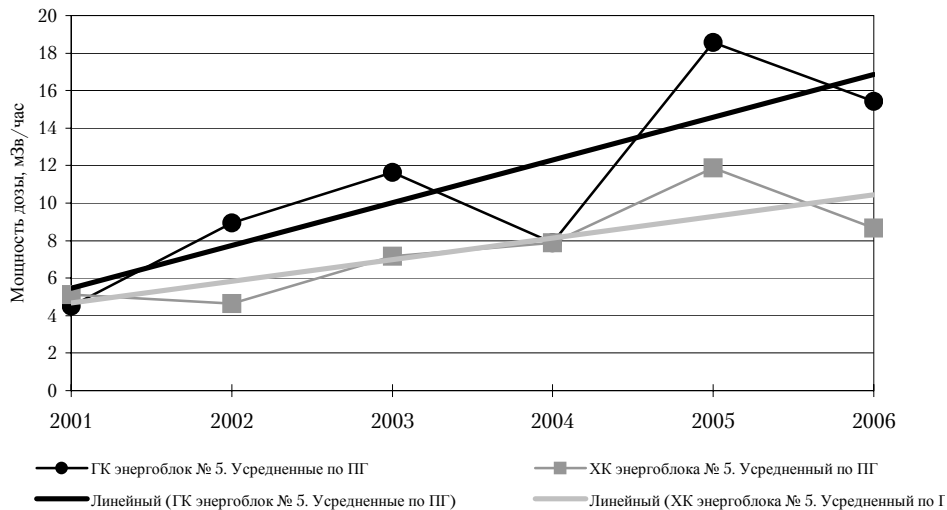


Рис. 8. Мощность дозы излучения от горячего (ГК) и холодного (ХК) коллекторов энергоблока ЗАЭС-5 (ПГ УВ10-40W01)

Дозирование газообразного водорода в первый контур

Согласно действующим нормам ВХР 1 контура концентрация растворённого водорода в теплоносителе должна поддерживаться в диапазоне 2,2–4,5 мг/дм³. Это необходимо для подавления образования окислительных продуктов радиолитического разложения теплоносителя в активной зоне, поддержания концентрации растворённого кислорода менее 0,005 мг/дм³ и обеспечения тем самым необходимых условий для максимально возможного снижения скорости коррозии компонентов 1 контура. На АЭС с реакторами ВВЭР водород образуется за счёт разложения аммиака, дозируемого в 1 контур.

При этом возникают проблемы эксплуатации и образования большого количества жидких радиоактивных отходов.

Проблемы эксплуатации энергоблоков ВВЭР, обусловленные дозированием аммиака, заключаются в следующем:

- процесс образования водорода из аммиака при пусках энергоблока замедлен и затрудняет достижение нормируемых концентраций водорода;
- в период пусков и при переходных режимах изменения мощности сложно поддерживать требуемую концентрацию водорода, поскольку образование водорода пропорционально нейтронному потоку в активной зоне реактора;
- в теплоноситель 1 контура с вводимым аммиаком поступают вредные примеси. Отдельные химические элементы, активируясь в реакторе, повышают активность теплоносителя;
- перед вскрытием 1 контура для проведения ремонтных работ необходимо длительно вентилировать оборудование для удаления водорода, который образуется из аммиака;
- при вводе аммиака возникают всплески концентрации щелочных металлов и активности теплоносителя.

Из-за насыщения аммиаком снижается эффективность работы ионообменных фильтров байпасной очистки теплоносителя 1 контура по удалению коррозионных ионов и возникает необходимость проведения частой регенерации фильтров для восстановления их ионообменной способности. Это, в свою очередь, приводит к увеличению количества регенерационных растворов. В выпарных аппаратах СВО аммиак не полностью удаляется с газовыми сдвухами и циркулирует по технологической цепочке переработки жидких РАО. Все это приводит к увеличению количества радиоактивно загрязненных регенерационных растворов, поступающих в итоге в РАО.

На западных АЭС с реакторами PWR необходимая концентрация водорода в 1 контуре поддерживается путём ввода газообразного водорода непосредственно в деаэрактор подпитки, что позволяет избежать всех указанных выше проблем. Поэтому в настоящее время на ЮУАЭС рассматривается возможность перехода на дозирование газообразного водорода в теплоноситель 1 контура вместо аммиака. Дозирование газообразного водорода в первый контур требует изменения в составе оборудования первого контура и эту технологию предполагается реализовать на пилотном блоке ЮУ АЭС.

Дозирование цинка в первый контур

Цинк оказывает влияние на оксидные пленки, образующиеся на поверхности коррозионно-стойкой стали, и приводит к увеличению доли оксидов типа шпинели. Сам цинк образует шпинель с более высокими защитными свойствами, чем шпинели, образованные другими двухатомными катионами. Цинк и кобальт конкурируют при заполнении катионных вакансий в решетке шпинели. Поэтому при концентрации цинка в теплоносителе 15 мкг/л катионные вакансии преимущественно занимает цинк, чем препятствует проникновению кобальта в шпинель. Шпинель с заполненными цинком катионными вакансиями препятствует диффузии других катионов к поверхности металла, и, тем самым, замедляет коррозию хромоникелевой аустенитной стали.

Учитывая, что вклад радиоактивных изотопов кобальта в общую активность составляют от 50% для реакторов типа ВВЭР и до 90% для реакторов типа PWR, замещение кобальта на цинк приводит к снижению активности пленки окислов.

Кобальт активизируется в активной зоне реактора по реакции $^{59}\text{Co}(n,\gamma)^{60}\text{Co}$ с периодом полураспада $T_{1/2} = 5,272$ лет по схеме $^{60}\text{Ni} + \beta^- + \gamma$.

Для снижения активации самого цинка в теплоноситель первого контура дозируют цинк, обедненный по изотопу ^{64}Zn , который активизируется в контуре по реакции $^{64}\text{Zn}(n,\gamma)^{65}\text{Zn}$ с периодом полураспада $T_{1/2} = 244,3$ дня по схеме $^{65}\text{Cu} + \beta^+ + \epsilon + \gamma$.

Концентрация цинка 5–15 мкг/дм³ обеспечивают минимизацию радиационных полей от оборудования первого контура. Так средняя мощность дозы излучения от горячих коллекторов ПГ энергоблока № 5 ОП ЗАЭС (Рисунок 8) увеличилась с 2001 по 2006 год в 3,4 раза (с 4,5 до 15,4 мЗв/час). В связи с этим возникла необходимость реализации мероприятий, направленных на снижение, или, хотя бы, на стабилизацию мощности дозы излучения от оборудования первого контура.

Одним из таких мероприятий может быть дозирование цинка в теплоноситель первого контура. Эта технология в настоящее время широко

применяется на АЭС с реакторами типа PWR, но пока отсутствует опыт ее реализации на АЭС с реакторами типа ВВЭР.

В результате выполненных на АЭС “Библис” (Германия) мероприятий по дозированию цинка мощность дозы излучения от оборудования первого контура снижается примерно на 10% в год. Так, средняя мощность дозы излучения от горячих коллекторов ПГ энергоблока “Б” АЭС “Библис” снизилась с 1997 по 2007 год в 2 раза.

Применение борной кислоты, обогащенной по изотопу В-10

Используемая на АЭС с ВВЭР для борного регулирования борная кислота содержит атомы бора в природном соотношении изотопов и содержит 18,5–20 % изотопа ^{10}B , поглощающего нейтроны. Фактически в теплоносителе поглотителем нейтронов является изотоп ^{10}B .

Концентрация щелочных добавок в теплоносителе водо-водяных энергетических реакторов поддерживается в зависимости от текущей концентрации борной кислоты для поддержания высокотемпературного рН на оптимальном уровне с целью уменьшения скорости коррозии конструкционных материалов и массопереноса продуктов коррозии.

При применении ядерного топлива с более высоким обогащением, использовании МОХ топлива и внедрении удлиненных топливных циклов концентрация борной кислоты, необходимая для поддержания нормируемой подкритичности реактора, увеличивается. В определенный момент она достигает значений, при которых кислотность не может быть скомпенсирована щелочными добавками без опасности повреждения тепловыделяющих элементов (ТВЭЛ) или образования отложений на оболочках ТВЭЛов.

Вероятность повреждения оболочек ТВЭЛов может быть снижена за счет оптимизации ВХР-1 при использовании обогащенной по изотопу ^{10}B борной кислоты. Обогащение борной кислоты изотопом ^{10}B до 28–30 % позволяет почти на 50 % снизить концентрацию борной кислоты, требуемую для поддержания заданной подкритичности.

Применение обогащенной по изотопу ^{10}B борной кислоты дает следующие преимущества:

- уменьшение концентрации щелочных металлов и, соответственно, снижение риска коррозии оболочек ТВЭЛов;
- поддержание величины высокотемпературного рН в оптимальном диапазоне в течение всего топливного цикла;
- улучшение управления режимами использования ядерного топлива;
- снижение количества примесей, попадающих в теплоноситель первого контура с дозируемыми корректирующими реагентами;
- снижение количества жидких РАО.

На АЭС “Эмсланд” (Германия) был составлен и реализован график перехода на обогащенную борную кислоту, рассчитанный на три месяца.

После смешения в емкостях расчетного количества борной кислоты с обогащением 95–99 % по ^{10}B с раствором, находившимся в емкости, и перемешивания производился контроль общего содержания бора и изотопа ^{10}B . Таким образом, во всех емкостях систем безопасности, бассейнах выдержки, воде первого контура и др. были получены растворы борной кислоты, содержащие одинаковую долю изотопа ^{10}B равную 28 %.

ВЫВОДЫ

В последние годы на украинских АЭС выполнены следующие мероприятия по совершенствованию ВХР-2 контура:

- внедрена коррекционная обработка рабочей среды второго контура органическими аминами;
- снижены концентрации кислорода в конденсате и питательной воде;
- производится подщелачивание котловой воды гидроокисью лития;
- усовершенствованы системы химического контроля ВХР-2;
- осуществляется контроль и использование процесса “hide-out return” для вывода солей из ПГ.

Эти мероприятия позволили в значительной мере повысить безопасность, надежность и экономичность эксплуатации оборудования второго контура энергоблоков АЭС.

Для дальнейшего совершенствования ВХР второго контура и доведения его до современного уровня, достигнутого на западных энергоблоках типа PWR необходимо:

- удалить медьсодержащее оборудование из второго контура ВВЭР, в том числе заменить конденсаторы на плотные титановые или нержавеющие;
- выполнить реконструкцию ХВО для улучшения качества обессоленной воды и снизить поступление примесей во второй контур с подпиточной водой.

До замены конденсаторов на плотные и реконструкции ХВО необходимо реализовывать компенсирующие меры по улучшению ВХР-2:

- применять органические амины во втором контуре на всех энергоблоках;
- повышать плотность конденсаторов путем нанесения защитных покрытий;
- разрабатывать и совершенствовать методы ранней диагностики, поиска и устранения присосов охлаждающей воды;
- сокращать количество подпиточной воды;
- проводить химические промывки ПГ при большом количестве выводимых во время останова солей.

Существующая сегодня на АЭС система контроля и поддержания ВХР-1 обеспечивает безопасную и надежную работу оборудования и конструкционных материалов первого контура. Однако, опыт эксплуатации западных АЭС с реакторами типа PWR показывает, что путем совершенствования ВХР-1 можно достичь значительного уменьшения образования количества жидких РАО и снижения мощности доз излучения от оборудования первого контура. Это особенно важно в условиях эксплуатации стареющих энергоблоков и для продления срока их эксплуатации.

Наиболее перспективными для украинских АЭС представляются такие направления совершенствования ВХР-1:

- внедрение дозирования цинка в первый контур;
- переход на дозирование газообразного водорода в первый контур вместо аммиака;
- применение борной кислоты, обогащенной по изотопу ^{10}B .

Технология дозирования цинка малозатратна, достаточно легко реализуется и может быть опробована на пилотном энергоблоке ЗАЭС.

Дозирование газообразного водорода в первый контур требует изменения в составе оборудования первого контура и может быть реализована после соответствующей подготовки на пилотном энергоблоке ЮУАЭС.

ЛИТЕРАТУРА

1. “Программа реконструкции и модернизации оборудования химических цехов и совершенствования химических технологий на 2008-2011 года”, утвержденная первым вице-президентом – техническим директором НАЭК “Энергоатом” 03.12.2007 г.
2. ГНД 95.1.06.02.001-02 “Теплоноситель первого контура ядерных энергетических реакторов типа ВВЭР-1000. Технические требования. Способы обеспечения качества”.
3. ГНД 95.1.06.02.002-04 “Водно-химический режим второго контура атомных электростанций с реакторами типа ВВЭР. Технические требования к качеству рабочей среды. Коррекционная обработка гидразин-гидратом, морфолином, гидроокисью лития”.
4. Материалы 7-го Международного семинара по горизонтальным парогенераторам. 01–06.10.2000 г. – Подольск, ОКБ Гидропресс. – 2006.
5. Годовой отчет по основной деятельности химических цехов. НАЭК “Энергоатом”, 2008 год.
6. Годовой отчет по оценке текущего уровня эксплуатационной безопасности за 2007 год. Раздел 4.5 “Водно-химический режим”. НАЭК “Энергоатом”, 2008 год.
7. Материалы семинара “Оптимизация ВХР путем дозирования цинка в теплоноситель”.
8. Оптимизация ВХР путем обогащения борной кислоты бором-10 на АЭС Библис по программе TACIS U1.03/06. – Май 2008 года.
9. Анализ опыта эксплуатации ВХР-2 с коррекционной обработкой рабочей среды гидроокисью лития и морфолином с точки зрения влияния на надежность оборудования и затрат на поддержание. Отчет по этапу №1 План-Заказа № 010-03-06/41 ОП НТЦ НАЭК “Энергоатом”. – 2006.
10. L.Millet. Secondary water treatment optimization in French PWRs. Recent ways of investigation. – International conference “Chemistry in water reactors”, SFEN, Avignon, France. – 22–26 April 2002.
11. I.Smiesko, J.Bystriansky, A.Szalo. Use of ethanolamine for alkalization of secondary coolant first experience at VVER reactor. – IAEA CRP on DAWAC. Smolenice, Slovakia. – 20–23 November 2001.
12. K. K. Park, J. B. Lee and S. W. Yoon Korea Electric Research Institute. “ETA Chemistry Experience and Assessment on CPP in Korea”, SFEN, Avignon, France. – 22–26 April 2002.

Реферати опублікованих статей

УДК 355.452

О.В. Азарова, В.Л. Сидоренко, **Концепція національної системи контролю екологічно небезпечної обстановки на об'єктах ядерної енергетики**

Представлено розробку системи радіометричного способу сигналізації про осередок загоряння, пожежної ситуації на радіаційно-небезпечних об'єктах, території, що прилягає та моніторингу забруднення повітря радіонуклідами, газами і димом.

УДК 541.15:678(07)

В.І. Сахно, О.В. Сахно, А.Г. Зелінський, С.П. Томчай, Т.В. Хрін, **Розробка технологічних процесів радіаційної модифікації фіброматеріалів із застосуванням прискорювачів заряджених частинок**

Наведено результати розробок технологічних схем утилізації відходів фіброматеріалів. Описано особливості підготовки та реалізації різних стадій промислових процесів утилізації, вимоги до радіаційної техніки й очікувана ефективність їх використання.

УДК 621.039.74

В.І. Слісенко, В.М. Макаровський, Н.І. Мазіна, О.Г. Дяков, О.Б. Андронов, **Система поводження з відпрацьованим ядерним паливом дослідницького реактора ІЯД НАН України**

Мета роботи – створення оптимальної, технічно простої і надійної системи поводження з ВЯП дослідницького ядерного реактора ВВР-М з врахуванням напрацьованої статистики і досвіду багаторічної експлуатації реактора. Умови виконання роботи – привести існуючу систему поводження з ВЯП відповідно сучасним нормативним вимогам на основі принципу “ALARA” і з врахуванням специфіки об'єкту.

УДК 621.039:338.27

В. Лелек, Д. Ялужка, **Проблеми планування та оптимізації майбутнього ринку енергії**

В статті описано імовірний розвиток ринку енергії. Особлива увага присвячена ядерній енергетиці, що не тільки споживає, але також і виробляє сировину, і дозволяє уникати криз у поставці.

Описано проблеми майбутнього енергопостачання теплом, рідким паливом, електрикою. Очікуваним ефектом буде стрибок у цінах або регульоване постачання, щоб зрівняти постачання й споживання. Це може повністю змінити наше стандартне визначення прибутку.

O.V. Azarova, V.L. Sidorenko, **Concept of the national system of the checking the ecological dangerous situation on objects of nucleus energy**

Development of the system of radiometry method of signaling is presented about the center of the fire, fire situation on radiation dangerous objects, adjoining territory and monitoring of contamination of air nuclides, gases and smoke.

V.I. Sakhno, O.V. Sakhno, A.G. Zelinskyy, S.P. Tomchay, T.V. Khryn, **Development of technological processes of fibromaterials radiating updating by electron beams accelerator**

Results of development of technological schemes of recycling of fibromaterials waste are brought. Features of preparation and realization of various stages of industrial processes of recycling, the requirement to radiating technics and expected efficiency of their use are described.

V.I. Slisenko, V.N. Makarovskyy, N.I. Mazina, A.G. Diakov, O.B. Andronov, **Spent nuclear fuel management system of research reactor KINR NAS of Ukraine**

The purpose of work – development of optimum, technically simple and reliable system of SNF management of research nuclear reactor taking into account received statistics and experience of long-term operation of reactor. The objective of this work – to place existing system of SNF management in conformity with modern normative requirements on the basis of “ALARA” principle and taking into account the specificity of the object of application.

V. Lelek, D. Jalůvka, **Problems of future energy market planning and optimization**

Probable development of energy market is described in the article and special attention is devoted to the nuclear energy, which not only consume, but also produce raw material and how to proceed to avoid crises in supply.

Problems of future energy supply of heat, liquid fuel, electricity are described. Expected effect will be jump in prices or regulated supply to equalize supply and use. It can completely change our standard consideration of profit.

УДК 621.039**А.В. Носовський, Наукові аспекти регулювання ядерної та радіаційної безпеки**

Розглянуто деякі аспекти й існуючі проблеми в галузі здійснення науково-технічної підтримки регулювання ядерної й радіаційної безпеки. Показано, що регулювання безпеки є невід'ємною складовою культури безпеки, а вихідні дані, використовувані для прийняття регулюючих рішень і нормування питань безпеки, повинні мати суворе наукове обґрунтування, ґрунтуватися на сучасних знаннях, національному й міжнародному досвіді експлуатації ядерних установок і результатах наукових досліджень.

УДК 66.081:579.6:546.791+546.42+546.36**І.А. Лещук, Л.М. Спасьонова, О.Л. Маковецький, Б.Ю. Корнілович, Біосорбція урану (VI), стронцію та цезію клітинами бактерії *Bacillus Polymyxa* ІМВ 8910**

Досліджено здатність чистої культури *B. polymyxa* ІМВ 8910 концентрувати уран та продукти його розпаду цезій та стронцій з водних розчинів. Розглянуто механізми зв'язування стронцію мікробними клітинами та встановлено основні фізико-хімічні та біологічні закономірності його взаємодії з біосорбентом. На процес накопичення Sr^{2+} впливають такі фактори: властивості біосорбента, рН водного середовища, наявність комплексоутворювачів та коіонів. Встановлено, що при сорбції ураніл-іонів та іонів стронцію значна роль належить карбоксильним групам поверхні клітин *B. polymyxa* ІМВ 8910. Показано, що цезій практично не сорбується даною культурою.

УДК 621.039.003**А.В. Носовський, Л.М. Салій, Оцінка фінансових витрат по зняттю з експлуатації енергоблоків Рівненської АЕС**

Розглянуто фінансові аспекти розробки концепції зняття з експлуатації енергоблоків Рівненської АЕС із реакторами ВВЕР-440 і ВВЕР-1000. Проаналізовано можливі методологічні підходи до оцінки витрат. Наведено результати попередніх економічних розрахунків для двох варіантів зняття з експлуатації: відкладений і негайний демонтаж. Зроблено аналіз принципово можливих варіантів нагромадження коштів на фінансування заходів, пов'язаних зі зняттям з експлуатації Рівненської АЕС. Запропоновано математичну модель формування фінансового резерву зняття з експлуатації.

A.V. Nosovsky, Nuclear and radiation safety regulation scientific aspects

Certain aspects and the existing problems in the field of scientific and technical support to nuclear and radiation safety regulation were considered. It was demonstrated that safety regulation is an integral part of the safety culture, and initial data applied to make regulatory decisions and to regulate safety issues should have strict scientific justification, should be based on up-to-date knowledge, national and international experience in operation of nuclear facilities and scientific research results.

I.A. Leshchuk, L.M. Spasonova, O.L. Makovetskyj, B.Yu. Kornilovych, Biosorption of uranium (VI), strontium and cesium by cells of *Bacillus Polymyxa* IMV 8910

Ability of pure culture of *Bacillus polymyxa* IMV 8910 to concentrate uranium (VI) and its decay products cesium and strontium from aqueous solutions was investigated. The mechanisms of strontium binding by microbial cells are considered. The main physico-chemical and biological relationships of strontium and biomass interaction were determined. Sr^{2+} sorption depends on biosorbent properties, pH, presence of complexation agents and co-ions. The main role of cell surface carboxyl groups in the processes of uranium and strontium sorption was determined. It is shown, that cesium was not sorbed by bacteria.

A.V. Nosovsky, L.M. Saliy, Assessment of financial expenditure for Rivne NPP power units decommissioning

The article covers some financial aspects of developing a decommissioning concept for Rivne NPP power units with reactors VVER-440 and VVER-1000. Possible methodological approaches to costs estimate have been analyzed. Preliminary results of cost estimation are presented for two decommissioning options: deferred and immediate dismantling. Principally possible options for accumulating assets have been analyzed to finance measures related to Rivne NPP decommissioning. A mathematical model has been proposed for creating decommissioning financial reserve.

УДК 533.9; 621.039

Ю.В. Ковтун, Є.І. Скібенко, В.Б. Юферов,
Магніто-плазмові сепараційні технології і їх можливе використання для переробки ВЯП і РАВ

У роботі розглядається можливість використання магнітоплазмових сепараційних технологій для вирішення проблеми переробки відпрацьованого ядерного палива (ВЯП) і радіоактивних відходів (РАВ). З урахуванням проведеного аналізу запропонована і представлена технологічна блок-схема переробки ВЯП при використанні для цих цілей магнітоплазмових сепараторів. Наведено опис пристрою для поділу речовини на елементи, у якому основним фізичним механізмом створення і нагрівання плазми є колективні процеси, що виникають при пучково-плазмовій взаємодії. Визначено розміри напівпромислового варіанта сепараційного пристрою.

УДК 355.452

І.М. Фольтов, А.В. Архіпенко, О.М. Масько,
Вплив водно-хімічних режимів на безпеку, надійність та економічність експлуатації АЕС. Стан та перспективи

Надані результати ведення водно-хімічного режиму на АЕС України в 2003–2007 роках. Проаналізовані основні заходи щодо вдосконалення ВХР: корекційна обробка робочого середовища органічними амінами, консервація устаткування та реконструкція систем хімічного контролю. Продемонстровано, що впровадження сучасних методів і засобів організації і ведення ВХР забезпечить безпечну, надійну і економічну роботу теплоенергетичного устаткування енергоблоків АЕС впродовж проектного терміну експлуатації і за його межами. Надана порівняльна оцінка стану ВХР на кращих зарубіжних АЕС з реакторами типу PWR і українських АЕС, на підставі якої запропоновано заходи щодо подальшого вдосконалення ВХР АЕС з реакторами типу ВВЕР.

Yu.V.Kovtun, E.I.Skibenko, V.B.Yuferov,
Magneto-plasma separating technologies and their possible application for conversion spent fuel and radioactive waste

A problem of spent fuel (SF) and radioactive waste (RAW) processing is considered in the views of using magneto-plasma technologies. Basing on this analysis, the block-diagram of RAW processing by the technology using a magneto-plasma separator is offered. The paper describes the device for material element separation, where the main physical mechanism of plasma formation and heating are collective processes involved by the plasma-beam interaction. The dimensions of a pilot-separating device are determined.

I.M. Foltov, A.V. Arhipenko, A.N. Masko,
Influence of water chemistry on safety, reliability and economy of NPP operation. State and prospects

The results of conduct of the water-chemistry treatment (WCT) on NPPs of Ukraine during 2003–2007 years are represented. The analysis of basic measures on the water-chemical perfection is executed, such as correction treatment of working agent organic amines, the equipment conservation and the chemical control systems reconstruction. It was shown that the using of the modern methods of organization and management of WCT would ensure the reliable safe end efficient work of the equipment of NPP energy units during project exploitation term and if it will be prolonged. Comparative estimation of the WCT state on the best foreign NPPs with PWR and Ukrainian NPPs is represented. Further perfection of WCT NPPs with WWER is offered on the basis of such analysis.