

переработки жидких НАО и САО сооружены установки очистки вод спецканализации и создан комплекс цементирование жидких и гетерогенных САО.

Одной из проблем современных технологий переработки ОЯТ (пожалуй, самой главной) является образование большого количества жидких РАО, и крупнейшие в мире перерабатывающие заводы сбрасывают их в северные моря. Французские UP-2 и UP-3 низкоактивные ЖРО, содержащие тритий и йод, сбрасывают в Ла-Манш, а британский THORP – в Ирландское море.

В соответствии с ужесточающимися экологическими требованиями существующие методы переработки ОЯТ необходимо модифицировать. Технологии должны быть экологически безопасными, исключая попадание в ОС жидких и газообразных РАО [4]. Для развития радиохимической промышленности и отработки новых способов переработки ОЯТ с минимизацией образования ЖРО на Горно-химическом комбинате создается опытно-демонстрационный центр, который в оптимальных условиях позволит отработать сразу несколько технологий многоуровневой радиохимической переработки ОЯТ, позволяющих эффективно отделить на головных операциях тритий и йод для их исключения из сбросных потоков.

В заключение следует отметить, что переработка ОЯТ обеспечивает ЯРБ заключительных стадий ядерных технологий и позволяет вовлечь в ЯТЦ выделенные при переработке уран и плутоний и использовать ОЯТ в качестве сырья для радиоизотопной продукции, а также нарабатывать редкие и дефицитные элементы для различных отраслей промышленности.

#### ЛИТЕРАТУРА

1. IAEA-TECDOC-1587. Spent Fuel Reprocessing Options. – Vienna: IAEA, 2008. – 144 p.
2. Никитин, А. К. и др. Ядерные делящиеся материалы / Никитин А. К. и др. – Санкт-Петербург: Экологическое объединение «Беллона», 2012. – 116 с.
3. Муратов, О. Э. Технический отчет NNW-GW 1/2014 «Формирование опытно-демонстрационных центров по выводу из эксплуатации ядерно и радиационно опасных объектов» / Санкт-Петербург, 2015. – 45 с.
4. Гаврилов, П. М. Красноярский край территория перспективных разработок атомной отрасли / П. М. Гаврилов // VII Региональный форум-диалог «Атомные производства, общество, безопасность – 2014»: Материалы форума-диалога. – Красноярск, 2015

## ОТРАБОТКА МЕТОДОВ ОПРЕДЕЛЕНИЯ РАДИОАКТИВНЫХ ГАЗОВ В АТМОСФЕРНОМ ВОЗДУХЕ В ПРОЦЕССЕ ОБРАЩЕНИЯ С ОЯТ TRYING OUT DETERMINATION METHODS FOR RADIOACTIVE GASES IN THE AMBIENT AIR WHEN MANAGING SNF

**Л. В. Тимонова<sup>1</sup>, О. Н. Ляхова<sup>1</sup>, С. С. Бабешкин<sup>2</sup>**  
**L. Timonova<sup>1</sup>, O. Lyakhova<sup>1</sup>, S. Babeshkin<sup>2</sup>**

<sup>1</sup>Филиал «Институт радиационной безопасности и экологии» РГП НЯЦ РК,  
г. Курчатов, Республика Казахстан

<sup>2</sup>Филиал «Институт атомной энергии» РГП НЯЦ РК,  
г. Курчатов, Республика Казахстан  
Timonova@nnc.kz

<sup>1</sup>Branch “Institute of Radiation Safety and Ecology” NNC RK, Kurchatov, Republic of Kazakhstan

<sup>2</sup>Branch “Institute of Atomic Energy” NNC RK, Kurchatov, Republic of Kazakhstan

В настоящее время в процессе обращения с ОЯТ осуществляется контроль за уровнем радиационного фона. Одним из процессов обращения является долговременное контейнерное хранение ОЯТ. С целью осуществления комплексной радиационной оценки и возможности выполнения долгосрочных прогнозных оценок радиационной ситуации не менее важно осуществлять контроль за эманацией радиоактивных газов в атмосферу. В связи с этим необходимо разработать и внедрить соответствующие методы исследования и контроля за содержанием радиоактивных газов в воздухе в процессе обращения с ОЯТ. В данной работе представлены результаты исследований и аппаратурно-методическое обеспечение, которое может успешно применяться для оценки радиоактивности воздуха в процессе обращения с ОЯТ.

At the present time radiation background level is controlled when handling SNF. One of SNF handling methods is long-term storage in containers. For the purpose of comprehensive radiological assessment and to make long-term predictive estimates for radiological situation it is also important to control emission of radioactive gases into the atmosphere. Therefore, it is necessary to develop and introduce respective methods to research and control concentration of radioactive gases in the air while handling SNF. This paper provides research results and methodical and hardware support that can be successfully used in assessment of air radioactivity when handling SNF.

**Ключевые слова:** криогенное устройство, коллектор трития, исследовательский реактор, продукт активации, продукты распада, продукты деления.

**Keywords:** cryogenic device, tritium collector, research reactor, activation product, decay products, fission products.

Система обращения с отработавшим ядерным топливом (ОЯТ) включает нормативно-правовую, финансово-экономическую и инфраструктурную составляющие, что в целом направлено на выполнение мероприятий по обеспечению экологической безопасности, поэтапному снижению радиоактивности и недопущению радиоактивных выбросов в окружающую среду.

Сложившаяся в Казахстане система обращения с ОЯТ включает в себя 2 основных этапа – это транспортировка и долговременное хранение, которое осуществляется в приреакторных хранилищах исследовательских реакторов. Одним из важных условий успешного функционирования данной системы является проведение экологического мониторинга, отвечающего всем требованиям радиационной безопасности.

Цель работы заключалась в адаптации аппаратурно-методического обеспечения для определения радиоактивных газов в воздухе в процессе обращения с ОЯТ.

Для достижения поставленной цели требовалось получение количественных данных по объемным активностям газообразных продуктов. Известно, что в результате деятельности исследовательских реакторов образуются радиоактивные газы, входящего в состав ядерного топлива. В связи с чем проведен ряд экспериментальных исследований на примере реактора ИВГ.1М.

В ходе проведения экспериментальных работ исследовалось содержание радиоактивных газов в воздухе: продукта активации ( $^{41}\text{Ar}$ ), продуктов деления урана ( $^{85}\text{Kr}$ ,  $^{87}\text{Kr}$ ,  $^{88}\text{Kr}$ ,  $^{135}\text{Xe}$ ), а также содержание тритированных газообразных продуктов, которые могут быть представлены в виде окисленных (НТО) и газообразных (НТ) соединений трития.

Для определения радиоактивных газов в воздухе выбраны 2 пробоотборных устройства: криогенное устройство для сжижения воздуха «Пурга» (Казахстан) (рис. 1) и коллектор трития «OS1700» («ORTEC», США) (рис. 2).

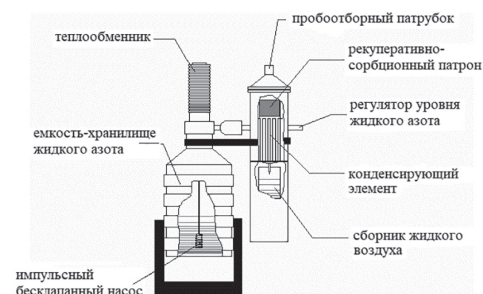


Рисунок 1 – Пробоотборное устройство «Пурга»

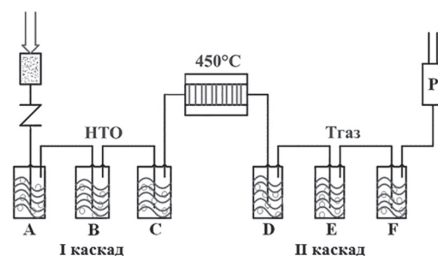


Рисунок 2 – Пробоотборное устройство коллектор трития «OS1700»

Криогенное устройство «Пурга» предназначено для отбора проб газоаerosольных форм различных радиоактивных и нерадиоактивных примесных фракций, содержащихся в воздухе. Принцип действия установки основан на способности воздуха сжижаться в том же составе основных компонентов на поверхности, охлаждаемой ниже температуры кипения анализируемого воздуха, имеющего состав:  $\text{N}_2$  – 78 %,  $\text{O}_2$  – 21 % ( $T_{\text{кип}} = -193$  °C), но не ниже температуры кристаллизации кислорода. При испарении сжиженного воздуха более высокую скорость испарения имеет азот и меньшую – кислород. Скорость испарения криптона незначительна по сравнению со скоростью испарения кислорода, а скорость испарения ксенона еще ниже. Регулярный долив в испаряющуюся пробу сжиженного азота поддерживает испарение криптона (не говоря уже о ксеноне) на минимальном уровне, что подтверждается многочисленными исследованиями, проводившимися на открытых пусках реактора [1].

Пробоотборное устройство коллектор трития «OS1700» предназначено для исследования содержания тритированных газообразных продуктов, которые могут быть представлены в воздухе в виде окисленных (НТО) и газообразных (НТ) соединений трития [2]. Согласно технологической схеме, воздушный поток, поступающий в коллектор трития, проходит последовательно через 2 каскада, каждый из которых состоит из 3-х поглотительных емкостей, заполненных поглотительным раствором – дистиллированной водой. На первом каскаде емкостей про-

исходит последовательное очищение воздуха от тритированных паров воды. Далее очищенный поток воздуха проходит через палладиевую спираль, нагретую до 450 °С, где происходит окисление всех газообразных форм трития и их последующее поглощение водой во втором каскаде поглотительных емкостей.

В ходе проведения экспериментов обеспечивалась подача воздуха в пробоотборное оборудование из трубопровода вентиляционной системы исследовательского реактора ИВГ.1М., расположенного в подректорном помещении. Исследования проводились в процессе пусков реактора при мощности 6 МВт. Во избежание распада короткоживущих радиоактивных элементов, полученные пробы воздуха, сразу после окончания отбора, передавались на качественный и количественный анализ в лабораторию.

Анализ образцов, полученных при помощи установки «Пурга», проводился на гамма-спектрометре фирмы «Canberra» на базе многоканального амплитудного анализатора InSpector 2000 с коаксиальным германиевым детектором GC-1518. Пробы воздуха, отобранные коллектором трития, анализировались жидкосцинтилляционным методом на бета-спектрометре «SL-300» («Hidex», Финляндия).

Результаты представлены на примере экспериментального исследования, в ходе которого из вентиляционной системы реактора отобрана проба воздуха № 1 за 40 минут до снижения мощности (рис. 3. – гамма-спектр измеренной пробы № 1) и проба воздуха № 2 – сразу после остановки реактора (рис. 4. – гамма-спектр измеренной пробы № 2).

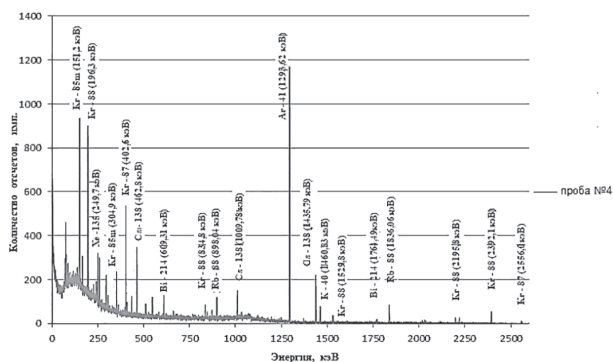


Рисунок 3 – Гамма-спектр измеренной пробы № 1

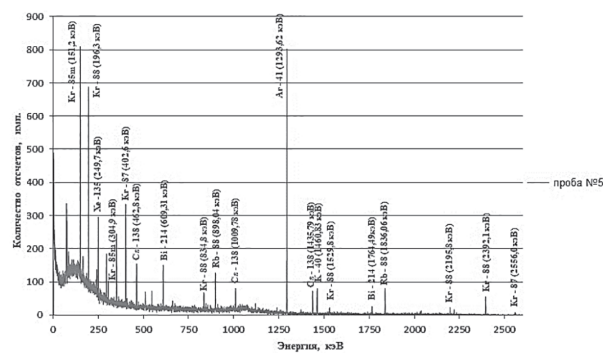


Рисунок 4 – Гамма-спектр измеренной пробы № 2

Согласно результатам спектрометрических измерений, в отобранных пробах воздуха зафиксированы продукты активации, продукты распада и продукты деления урана, а также тритированные газообразные продукты. Объемная активность НТО составила порядка 10 Бк/м<sup>3</sup>, НТ – 2 Бк/м<sup>3</sup>

Результаты объемной активности радиоактивных газов представлены в табл.

Таблица – Результаты объемной активности радиоизотопов, зафиксированных в отобранных пробах

Изотоп	Энергия гамма-кванта, E <sub>i</sub> (кэВ)	Квантовый выход, η	Период полураспада, T <sub>1/2</sub>	Объемная активность в пробах, Бк/м <sup>3</sup>	
				№ 1	№ 2
<sup>41</sup> Ar	1293,62	99,20	1,83 ч	4200	4350
<sup>85</sup> Kr	151,15	75,50	4,48 ч	250	280
	304,87	14,00			
<sup>87</sup> Kr	402,59	49,60	76,3 мин	630	720
	2554,8	9,20			
<sup>88</sup> Kr	196,30	25,98	2,84 ч	780	840
	834,83	12,98			
	1529,77	10,93			
	2195,84	13,18			
<sup>88</sup> Rb	2392,11	34,60	17,78 мин	260	270
	898,04	14,04			
<sup>135</sup> Xe	1836,06	21,40	9,14 ч	120	130
	249,77	90,00			
<sup>138</sup> Cs	462,80	30,70	32,2 мин	110	120
	1009,78	29,80			
	1435,79	76,30			
<sup>214</sup> Bi (продукт распада <sup>222</sup> Rn)	609,31	46,10	19,9 мин	290	310
	1120,29	15,10			
	1764,49	15,40			

В результате проведенных работ на примере пусков реактора ИВГ.1М с применением криогенного устройства «Пурга» и коллектора трития «OS1700» зафиксированы количественные значения радиоактивных газов. Полученные результаты экспериментальных исследований дают основание считать, что аппаратно-методическое обеспечение может использоваться для оценки радиационной ситуации в процессе обращения с ОЯТ.

#### ЛИТЕРАТУРА

1. *Сергеев, В. Ю.* Применение криогенного пробоотборника «ПУРГА-К» для определения радиоактивных выбросов в атмосферу / В. Ю. Сергеев, О. Н. Ляхова // Вестник НЯЦ РК. – 2004. – Вып. 1. – С. 69–74.

2. Тимонова, Л. В. Оптимизация методики определения газообразного трития в воздушной среде / Л. В. Тимонова, О. Н. Ляхова, Д. В. Турченко, С. Н. Лукашенко // Семипалатинский испытательный полигон. Радиационное наследие и перспективы: тез. докл. VI Междунар. науч.-практ. конф., Курчатов 24–26 сент., 2014. – Курчатов, 2014. – С. 94–95.

**АНАЛИЗ ЧУВСТВИТЕЛЬНОСТИ МОДЕЛИ ОЦЕНКИ  
ДОЗЫ ОБЛУЧЕНИЯ ЩИТОВИДНОЙ ЖЕЛЕЗЫ ВСЛЕДСТВИЕ  
РАДИОАКТИВНЫХ ВЫБРОСОВ АЭС**

**SENSITIVITY ANALYSIS OF A THYROID DOSE ASSESSMENT MODEL  
DUE TO THE RADIOACTIVE RELEASES OF NUCLEAR POWER PLANT**

**С. С. Третьякевич**

**S. Tretyakevich**

*Департамент по ядерной и радиационной безопасности  
Министерства по чрезвычайным ситуациям,  
г. Минск, Республика Беларусь  
Tretyakevich@gosatomnadzor.gov.by*

*Department for Nuclear and Radiation Safety of the Ministry for Emergency Situation  
of the Republic of Belarus, Minsk, Republic of Belarus*

Оценка доз облучения щитовидной железы вследствие радиоактивных выбросов АЭС содержит неопределенность, которая обусловлена несоответствием используемой модели оценки доз реальному миру и вариабельностью параметров модели оценки доз вследствие их естественной вариабельности или незнания их истинных значений. Анализ чувствительности модели оценки доз позволяет определить параметры модели, которые вносят наибольший вклад в неопределенность оценки дозы. В данной работе представлены результаты анализа чувствительности модели реконструкции индивидуальных доз облучения щитовидной железы жителей Беларуси вследствие аварии на Чернобыльской АЭС и подходы к анализу чувствительности модели прогноза доз облучения щитовидной железы вследствие радиоактивных выбросов АЭС при нормальной эксплуатации и нарушениях нормальной эксплуатации.

Thyroid radiation dose assessment due to the radioactive releases from NPP contains uncertainty due to the discrepancy between a model used for dose estimation and the real world and variability of parameters dose estimation model due to its natural variability or ignorance of their true values. A sensitivity analysis of a dose assessment model allows you to determine the model parameters that make the greatest contribution to the uncertainty of dose assessment. This paper presents the results of sensitivity analysis of the model for the reconstruction of individual thyroid doses to the residents of Belarus as a result of the Chernobyl accident and approaches to analyzing the sensitivity of a model for prediction of thyroid doses due to radioactive releases of nuclear power plant during its normal operation and violations of normal operation.

*Ключевые слова:* АЭС, радиоактивные выбросы, йод-131, щитовидная железа, доза облучения, неопределенность, чувствительность.

*Keywords:* NPP, radioactive releases, iodine-131, thyroid, thyroid dose, uncertainty, sensitivity.

Мировой опыт эксплуатации АЭС показал, что основной вклад в дозу облучения населения от радиоактивных выбросов АЭС в условиях нормальной эксплуатации вносят нестабильные изотопы инертных газов,  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{131}\text{I}$ ,  $^{134}\text{Cs}$  и  $^{137}\text{Cs}$ . Вклад других радионуклидов, содержащихся в радиоактивных выбросах АЭС, в дозу облучения населения незначителен. Основным путем облучения щитовидной железы (ЩЖ) является поступление  $^{131}\text{I}$  в организм человека.

В радиоактивных выбросах АЭС в условиях нарушения нормальной эксплуатации, в том числе в результате аварий, также основным путем облучения ЩЖ является поступление  $^{131}\text{I}$  в организм человека.

Загрязнение территории Республики Беларусь вследствие радиоактивных выпадений в результате аварии на Чернобыльской АЭС вызвало повышение в Республике Беларусь уровня рака и другие заболеваний ЩЖ, вызванного, в основном, внутренним облучением ЩЖ от поступления в организм человека радиоактивных изотопов йода. Проведение эпидемиологических исследований, определяющих радиационный риск для различных патологий ЩЖ, требует достоверной реконструкции дозы облучения ЩЖ у обследуемых людей от всех или самых существенных источников облучения ЩЖ. Реконструкция индивидуальной дозы внутреннего облучения ЩЖ от поступления  $^{131}\text{I}$  в организм характеризуется неопределенностью, которая обусловлена рядом факторов, основным из которых является