

Скважины без деформации земной поверхности и наличием радиоактивного загрязнением в основном характеризуются локальным загрязнением, зачастую не превышающем 200 м от точки выхода радиоактивности, исключением является радиоактивное загрязнение на скважине № 215, где след от радиоактивных выпадений составляет свыше 500 м. Скважины с деформацией земной поверхности и наличием радиоактивного загрязнением характеризуются большими площадями радиоактивного загрязнения почвы, с протяженными следами радиоактивных выпадений (№ 101, общая протяженность следа составляет порядка 8 км). Объекты без радиоактивного загрязнения соответственно характеризуются его отсутствием.

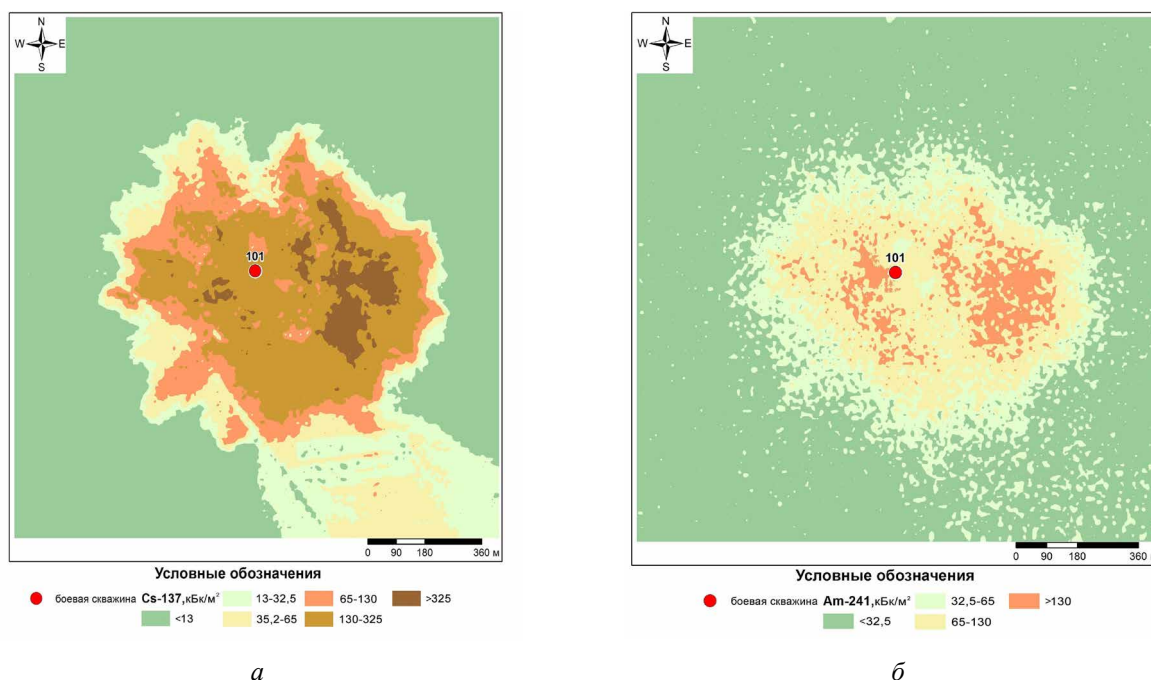


Рис. 3 – Карты площадного распределения на территории скважины № 215: а) ¹³⁷Cs; б) ²⁴¹Am

ЛИТЕРАТУРА

1. Ядерные испытания в СССР. Цели. Общие характеристики. Организация ядерных испытаний. Первые ядерные испытания / состав ред. И. А. Андрюшин, В. В. Богдан, С. А. Зеленцев. - Т.1. – Саров: РФЯЦ – ВНИИЭФ.
2. Catalog of worldwide nuclear testing / editor-in-chief V.N. Mikhailov. - U. 264. - 1999. - 38 с.
3. Актуальные вопросы радиоэкологии Казахстана: сб. тр. Национального ядерного центра Республики Казахстан за 2011-2012 гг. / под рук. Лукашенко С. Н. – Павлодар: Дом печати, 2013. – Т. 1. - Вып. 4. – 396 с. - ISBN 978-601-7112-74-5.
4. МИ 5.06.001.98 РК «Активность радионуклидов в объемных образцах. Методика выполнения измерений на гамма-спектрометре МИ 2143-91» - 18 с.
5. Методика определения изотопов плутония-(239+240), стронция-90, америция-241 в объектах окружающей среды: МИ 06-7-98. – Алматы, 1998.

ТРИТИЙ В ЯДЕРНОМ ТОПЛИВНОМ ЦИКЛЕ TRITIUM IN NUCLEAR FUEL CYCLE

**К. В. Мазаник, А. Н. Скибинская, А. И. Кюевичкая
K. Mazanik, H. Skibinskaya, H. Kiyavitskaya**

*Белорусский государственный университет, МГЭИ им А. Д. Сахарова БГУ
г. Минск, Республика Беларусь
kosmv@list.ru
Belarusian State University, ISEI BSU Minsk, Republic of Belarus*

Ядерный топливный цикл (далее ЯТЦ) включает в себя следующие основные этапы: добыча и переработка урановой руды, обогащение, производство топлива, работа атомной электростанции (далее АЭС) (генерация электроэнергии), обращение с отработавшим ядерным топливом (далее ОЯТ) и радиоактивными

отходами (далее РАО). В ЯТЦ тритий образуется на этапах работы АЭС и при обращении с ОЯТ и РАО, их хранении и захоронении. В связи со строительством и вводом в эксплуатацию в Беларуси первой АЭС мониторинг содержания трития в объектах окружающей среды является на всех этапах жизни станции.

The nuclear fuel cycle (further NFC) includes the following main stages: mining of uranium ore, enrichment, production, operation of a nuclear power plant (further NPP) (power generation), management of spent nuclear fuel (further SNF) and radioactive waste (further RW). In the NFC, tritium is formed at the stages of NPP operation and during SNF and RW handling, storage and disposal. In connection with the construction and commissioning in Belarus, monitoring of the tritium content in environmental objects is a important task at all stages of the station's life.

Ключевые слова: тритий, ядерный топливный цикл, атомная электростанция, Белорусская АЭС, мониторинг.

Keywords: tritium, nuclear fossil cycle, nuclear power plant, Belarusian Nuclear Power Plant, monitoring.

<https://doi.org/10.46646/SAKH-2021-2-276-279>

В промышленно развитых странах доля электричества, производимого на атомных энергетических станциях (АЭС), составляет около 30% и неуклонно увеличивается. По данным МАГАТЭ в конце 2017 года в мире насчитывалось 448 действующих энергоблоков АЭС суммарной мощностью 392 ГВт, в стадии строительства - 55 блоков. Объективное восприятие атомной энергетики базируется на ее преимуществах в сфере ядерной, радиационной и экологической безопасности. Экологичность атомной энергии до настоящего времени остается непризнанной. Известно, что атомная энергетика предотвращает эмиссию углерода в объеме почти 2,5 млрд. т/год в пересчете на угольные и газовые ТЭС производя около 400 ГВт/год и практически не выбрасывает аэрозоли [1-5].

Существующая технология производства электроэнергии на АЭС основана, главным образом, на тепловых ядерных реакторах с водяным или графитовым замедлителем нейтронов и не может обеспечить дальнейшее развитие атомной энергетики. Во-первых, потому, что в них используется обогащенное по изотопу уран-235 (^{235}U) топливо, а его содержание в природном уране составляет всего лишь 0,72%. Во-вторых, выгруженное отработавшее ядерное топливо с действующих АЭС приходится размещать в дорогостоящих временных хранилищах из-за отсутствия надежных и эффективных технологий его переработки [1-5].

Одним из основных препятствий, стоящих перед дальнейшим развитием современной атомной энергетики, являются проблемы обращения с высокоактивными отходами, Создание приемлемой и безопасной технологии утилизации больших масс радиоактивных отходов атомной энергетики является насущной задачей.

Эксплуатация АЭС с водородными реакторами (ВВЭР) приводит к образованию значительного количества изотопов трития (^3H и ^{14}C) например по сравнению с уран-графитовыми реакторами. На реакторах такого типа образование трития в активной зоне ректора происходит при облучении нейтронами примесей, содержащих в теплоносителе, конструкционных материалах активной зоны, а также при тройном делении ядерного топлива [2].

Тритий – это радиоактивный изотоп водорода, который образуется как естественным путем в результате взаимодействия космических лучей с атомными ядрами молекул воздуха в верхней атмосфере, так и искусственным в результате работы ядерных реакторов и других отраслей промышленности. Тритий обладает большим периодом полураспада (12,6 лет) и является глобальным загрязнителем природных комплексов.

Тритий, входящий в живой организм, эффективно включается в биологические ткани, вызывая мутагенные нарушения. При расщеплении тритий превращается в гелий, испуская довольно интенсивное β -излучение. Энергия его β -частиц относительно мала ($E_{\text{ср.}} = 5,71$ кэВ). Поэтому, когда он находится вне организма, тритий не представляет серьезной угрозы. Однако при внутреннем облучении (когда тритий попадает в организм человека с воздухом или водой) он может представлять серьезную угрозу для здоровья. Как изотоп водорода, тритий химически ведет себя точно так же как и водород и может заменить его во всех соединениях с кислородом, серой, азотом, легко проникая в протоплазму любой клетки. В этом случае β -излучение может привести к повреждению генетического аппарата клетки [1].

В связи с вводом в эксплуатацию Белорусской АЭС мониторинг содержания трития в объектах окружающей среды является необходимым на всех этапах жизни станции. Эти данные необходимы для создания защитных барьеров, препятствующих поступлению ^3H и ^{14}C в окружающую среду, и обоснования радиационной безопасности АЭС с реакторами ВВЭР.

На реакторах типа ВВЭР образование трития в активной зоне ректора происходит при облучении нейтронами примесей, содержащих в теплоносителе, конструкционных материалах активной зоны, а также при тройном делении ядерного топлива [2].

При работе АЭС тритий поступает в окружающую среду с выбросами вытяжного воздуха из зданий станции через высотные вентиляционные трубы (ВТ) (высотой более 100 м). В газообразных выбросах тритий обычно содержится в химической форме НТ или НТО. Расчеты показывают, что при эксплуатации АЭС с ВВЭР-1000 ежегодное поступление трития и его соединений в атмосферу составляет более 50 ТБк/ГВт(эл.) [3].

Приземная объёмная активность достигается примерно на 1,5 км от ВТ. Это является причиной отсутствия газообразного трития в районе брызгальных бассейнов (ББ), который располагается на расстоянии не более 200 м от ВТ. Из этого следует, что источником соединений трития, который появляется у края ББ, является вода, поступающая в эти бассейны.

Также нужно отметить, что в воздухе населенных пунктов, расположенных в зоне наблюдения АЭС, в отличие от воздуха вблизи брызгальных бассейнов, обнаруживается газообразный тритий, который поступает в атмосферный воздух только из ВТ.

Поэтому для обеспечения требований безопасности, на АЭС разрабатываются системы очистки от трития, в результате которых образуются жидкие и твердые тритийсодержащие РАО.

Исходя из правил МАГАТЭ по обращению с конкретными РАО, радиоактивные отходы должны подвергнуться процедуре кондиционирования, т.е. переводу в химически устойчивую форму, которая сохраняет стабильность в течение времени хранения радиоактивных отходов.

Тритийсодержащие удаляемые жидкие РАО (далее ЖРО) отнесенные к 5 классу, устанавливаются принадлежность к среднеактивным, низкоактивным при активности от 10^4 до 10^8 кБк/кг и до 10^4 кБк/кг соответственно. Тритийсодержащие отвержденные ЖРО относят к 1 или 2 (более 10^4 кБк/кг) классу в зависимости от их активности, к среднеактивным 2 и 3 классов ($10^8 - 10^{11}$ кБк/кг), к низкоактивным 3 и 4 классов ($10^7 - 10^8$ кБк/кг). Также вводятся очень низкоактивные РАО, отвержденные тритийсодержащие РАО с активностью до 10^7 кБк/кг [3].

Для уменьшения воздействия техногенного трития во многих странах используются системы детритизации водных и газовых потоков с последующим безопасным хранением или захоронением тритийсодержащих отходов и рециркуляции водосодержащих потоков. При большом количестве технологических потоков можно проводить детритизацию, а затем возврат в технологический цикл или сброс в окружающую среду.

Для очистки воды от трития, в отличие от «классических» радионуклидов, нужно использовать физико-химические методы разделения изотопов. Для этого необходимо, чтобы на местах переработки тритийсодержащих отходов было необходимое оборудование. Если тритий находится в газообразной форме, то стоит вопрос о фильтрации его из воздушных масс и способе очистки воздуха.

Электролиз, как самостоятельный метод, для детритизации воды не рассматривается не только из-за экономической составляющей, но также из-за технологических причин.

При долговременном хранении тритиевого концентрата в виде жидкой воды необходимо учитывать, что в результате реакции авторадииолиза воды образуется газообразный ^3He , кислород и водород, что ведет к повышению давления в емкости хранения. Как показали исследования [4], авторадииолиз не приводит к большому увеличению давления в емкости.

Таким образом, хранение тритийсодержащих отходов в виде воды безопасно даже при длительном нахождении в контейнере хранения.

При работе АЭС также будут возникать РАО с превышенной концентрацией трития, что недопустимо для возвращения в окружающую среду или сброса в специальную «канализацию». В таком случае их подвергают иммобилизации для дальнейшего захоронения.

Подходящим способом иммобилизации являются цементные или минеральные матрицы низкотемпературной калий-магний-фосфатной керамики. Важнейшей характеристикой является надежность иммобилизации тритийсодержащей воды в структуре отвержденной матрицы. Но проблемой в данном случае является возможная миграция трития из матрицы в окружающую среду, в том числе при контакте с водой.

Одним из возможных путей обращения с вышеперечисленными РАО является захоронение тритийсодержащих отходов в глубинных геологических пластах без изменения агрегатного состояния. В этом случае барьером выступают водоупорные и буферные водоносные пласты. Для такого вида захоронения требуется оценить миграцию радионуклидов за большой промежуток времени (сотни и тысячи лет), чтобы избежать возможного заражения и нанесения вреда окружающей среде. Так как тритий является достаточно мобильным, то этот путь является трудно осуществимым на практике.

Исходя из опыта обращения с РАО и ОЯТ в других странах можно сделать вывод о наиболее эффективных способах его захоронения.

Так в Великобритании НАО до 1983 года сбрасывали в океан вдоль береговой линии. САО на территории Англии хранятся на местах их образования. Создание нового пункта хранения позволит перевести НАО в это хранилище и проводить мероприятия по выводу ее из эксплуатации. Способ хранения НАО Великобритании на месте образования, может подойти для нашей страны в течении определённого промежутка времени. За эти годы есть возможность спланировать и построить хранилище для РАО.

В Венгрии эксплуатируются реакторы типа ВВЭР. Поэтому способы обращения с РАО и ОЯТ в Венгрии можно проанализировать с точки зрения применения для РАО и ОЯТ Островецкой АЭС. В течении 5 - 10 лет ОЯТ может храниться в приреакторных бассейнах, а затем перевозиться в пункт сухого промежуточного хранения.

В настоящее время для Республики Беларусь вопрос обращения с РАО и ОЯТ Белорусской АЭС является актуальным, так как не принято окончательное решение.

Таким образом, для обеспечения радиационной безопасности на всех этапах жизни АЭС необходимо учитывать газообразные выбросы, к которым относится радионуклид трития.

В настоящее время в Республике Беларусь вводится в эксплуатацию первая атомная электростанция. Она будет состоять из двух блоков с реакторами ВВЭР-1200. Белорусская АЭС будет состоять из двух энергоблоков суммарной мощностью до 2400 (2×1200) МВт. Место ее размещения – Островецкая площадка Гродненской области. Для Белорусской АЭС выбран российский проект «АЭС-2006» с водо-водяными реакторами (ВВЭР) третьего поколения. Поколение 3 – усовершенствованные реакторы повышенной безопасности и надежности. Данный проект соответствует современным международным требованиям по ядерной и радиационной безопасности.

В рамках комплексного экологического мониторинга на этапе строительства АЭС проводилась оценка содержания трития в гидрографических объектах в зоне наблюдения БелАЭС с 2016 по 2020 годы. Измерения и оценка содержания трития проводилась на базе УО «Международного государственного экологического института имени А.Д.Сахарова» БГУ совместно с ГУ «Республиканский центр по гидрометеорологии, контролю радиоактивного загрязнения и мониторингу окружающей среды».

По результатам мониторинга «нулевых» значений содержания трития в объектах гидрографической сети зоны наблюдения БелАЭС за период 2016-2020 гг можно сделать вывод, что удельная активность Н-3 находится в диапазоне 2,67 – 3,50 Бк/л, что соответствует глобальным выпадениям для данных широт.

Значения средней удельной активности трития в пробах питьевой воды из колодцев и скважин составила 3,38 Бк/л.

Согласно Гигиеническому нормативу «Критерии оценки радиационного воздействия», утвержденного постановлением Министерства здравоохранения Республики Беларусь №213, установлен референтный уровень содержания трития в питьевой воде, который равен 10000 Бк/л. Необходимо отметить, что полученные значения многим меньше установленного в Республики Беларусь референтного уровня.

В настоящее время в различных странах применяются собственные значения допустимых уровней вмешательства по тритию. Так в питьевой воде: в Российской Федерации – 7600 Бк/л, в Канаде – 7000 Бк/л, в США – 740 Бк/л, в странах Европейского союза – 100 Бк/л. Как видно из представленных данных, существует очень большой разброс в показателях допустимых уровней вмешательства для трития в питьевой воде. Это связано с тем, что в настоящее время не существует единых подходов к оценке влияния трития на организм человека[5].

Проведенный комплексный экологический мониторинг на этапе строительства АЭС с 2016 по 2020 годы позволил получить оценки по содержанию трития в гидрографических объектах в зоне наблюдения Белорусской АЭС. В дальнейшем в Республике Беларусь планируется продолжение мониторинга содержания трития во время эксплуатации Белорусской атомной станции для оценки влияния станции на окружающую среду.

ЛИТЕРАТУРА

1. Агентство ПРОАтом [Электронный ресурс]. – Режим доступа <http://www.proatom.ru/modules.php?name=News&file=article&sid=9455>. Дата доступа – 22.03.2021
2. Атомная энергия: сб. науч. ст. / Аболмасов Ю. П., Голубчикова И. Г., Самойлова Т. А., под ред. О. Д. Казачковский, 1977 г., том 43, вып.1, ст. 52-54
3. Распространение трития и его соединений воздушным путем при нормальных условиях эксплуатации Балаковской АЭС / В. Г. Барчуков [и др.], Москва, 2016
4. Обзор зарубежных практик захоронения ОЯТ и РАО / Н. С. Цебаковская [и др.] – Москва: Изд-во «Комтех-принт», 2015. 208 с
5. Комплексный экологический мониторинг Белорусской АЭС на период сооружения (определение содержания трития в пробах поверхностных вод). Цикл наблюдений – 2016-2020 год: отчет о НИР(заключ.): МГЭИ им.А.Д.Сахарова БГУ; рук.В.П.Миронов., Журавков В.В., Киевицкая А.И., Герменчук М.Г. – Минск, 2016-2020 гг.

ПОИСК И ОЦЕНКА ВОЗМОЖНОСТИ ПЕРЕРАБОТКИ УРАНОВЫХ ОТХОДОВ И ОТВАЛОВ ПОСЁЛКА АДРАСМАН РЕСПУБЛИКИ ТАДЖИКИСТАН SEARCH AND ASSESSMENT OF THE PROCESSING POSSIBILITIES OF URANIUM WASTE AND WASTE DUMPS OF ADRASMAN VILLAGE OF THE REPUBLIC OF TAJIKISTAN

У. М. Мирсаидов, Б.Б.Баротов, К. О. Бобоев, Х. М. Назаров
U. M. Mirsaidov, B. B. Barotov, K. O. Boboev, Kh. M. Nazarov

*Агентство по ядерной и радиационной безопасности Национальной академии наук Таджикистана,
г. Душанбе, Республика Таджикистан
ulmas2005@mail.ru*

*Nuclear and Radiation Safety Agency of the National Academy of Sciences of Tajikistan,
Dushanbe, Republic of Tajikistan*

Приведены результаты по переработке урановых отходов и отвалов поселка Адрасман Республики Таджикистан. Определены химические, гранулометрические и минералогические составы урановых отходов, а также их активности. Найдены оптимальные параметры переработки урановых отходов и отвалов.

The results of the study on the processing of uranium waste and waste dumps from Adrasman of the Republic of Tajikistan are presented. The chemical, granulometric and mineralogical compositions of uranium wastes, as well as their activities, have been determined. The optimal parameters for the processing of uranium waste and waste dumps have been found.