

УДК 621.039.7

Ю. А. Ольховик

ГУ «Институт геохимии окружающей среды» НАН Украины, г. Киев

**БАЛАНСОВАЯ ОЦЕНКА ФОРМИРОВАНИЯ ОСТЕКЛОВАННЫХ
ВЫСОКОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ ПРИ ПЕРЕРАБОТКЕ ОТРАБОТАННОГО
ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА ВВЭР-440 РОВЕНСКОЙ АЭС**

Выполнена расчетная балансовая оценка объемов переработки на заводе РТ-1 ПО «Маяк» отработанного ядерного топлива различного происхождения. Показано, что при формировании остеклованных высокоактивных отходов в алюмофосфатную матрицу включается смесь осколочных и трансурановых радионуклидов, генетически связанная с выгоранием ядерного топлива при эксплуатации ВВЭР-440 Ровенской АЭС. Высокоактивные остеклованные отходы, которые будут направлены на хранение и захоронение в Украину, образованы при переработке отработанного топлива разнообразных ядерных установок, использующих низко- и высокообогащенный уран.

Ключевые слова: отработанное ядерное топливо, водо-водяной энергетический реактор ВВЭР-440, остеклованные высокоактивные отходы, активная зона, водо-водяной реактор атомной подводной лодки.

Обращение с отработанным ядерным топливом (ОЯТ) атомных электростанций является важным составляющим элементом ядерного топливного цикла Украины. Во времена СССР была сформулирована концепция замкнутого топливного цикла атомной энергетики — сокращение потребности в природном уране за счет повторного использования урана и накопленного в ОЯТ плутония. Для извлечения указанных компонентов из отработанного топлива на ФГУП «ПО «Маяк»» были созданы соответствующие радиохимические производства, в результате деятельности которых регенерированные делящиеся материалы возвращаются в топливный цикл и образуются радиоактивные отходы.

С 1986 года Украина участвует в реализации замкнутого ядерного цикла путем вывоза отработанных теплоделяющих сборок (ОТВС) реакторов ВВЭР-440 Ровенской АЭС для переработки на ФГУП «ПО «Маяк»». После обретения Украиной независимости за период с 1993 по 2008 годы из Украины на ФГУП «ПО «Маяк»» было вывезено почти 3000 ОТВС, содержащих 332,4 т урана [1].

Согласно заключенным РАЭС и НАЭК «Энергоатом» соглашениям с ФГУП «ПО «Маяк»», остеклованные высокоактивные отходы (ВАО), образовавшиеся при переработке ОЯТ, должны быть возвращены для дальнейшего обращения в Украину. При этом в национальном законодательстве Украины существует требование ст. 53 Закона Украины «Об использовании ядерной энергии и радиационной безопасности» [2], касающееся возможности ввоза на территорию государства только тех РАО, которые образовались при переработке ОЯТ реакторов именно АЭС Украины.

Технология переработки ОЯТ на заводе регенерации топлива РТ-1 ФГУП «ПО «Маяк»» основана на смешении ядерных материалов, имеющих различное происхождение, и последующем включении

образовавшейся при растворении ядерного топлива смеси осколочных нуклидов в алюмофосфатную матрицу. Упрощенная схема процессов, применяемых на РТ-1, приведена на рис. 1 (по материалам доклада С. Н. Кириллова, Д. Н. Колупаева, М. В. Логунова и др. «Модернизация технологии переработки ОЯТ ВВЭР-440 на ФГУП «ПО «Маяк»» на Международной конференции GLOBAL 2011, Нагоя, Япония).

В основе схемы лежат процессы экстракционного извлечения (первый цикл) и очистки (второй цикл) урана, плутония и нептуния с объединением жидких высокоактивных и части среднеактивных отходов (САО), которые направляются на остекловывание в электропечи ЭП-500. Низкоактивные отходы (НАО) и часть САО размещаются в хранилищах, часть из которых являются естественными или искусственными замкнутыми водоёмами.

Помимо осколочных радионуклидов, в алюмофосфатном стекле объединяются также смеси недоизвлеченных в пурекс-процессе изотопов урана, плутония и нептуния. Для формирования матрицы $\text{Na}_2\text{O}-\text{Al}_2\text{O}_3-\text{P}_2\text{O}_5$ в жидкие отходы перед поступлением в электропечь ЭП-500 добавляется только фосфорная кислота. Остальные макрокомпоненты стекла — соединения Al и Na — являются составной частью радиоактивных сред в процессах переработки ОЯТ, предусмотренных технологией регенерации топлива. Источником алюминия служат конструкционные элементы ОТВС активных зон (АЗ) реакторов атомных подводных лодок (АПЛ) и исследовательских реакторов (ИР), изготовленные с применением сплавов алюминия. Источником натрия — среднеактивные отходы, возникающие в процессе очистки экстрагента от продуктов радиолитической и их соединений с продуктами деления путем промывки его водными растворами карбоната натрия, гидроокисью натрия или их смесью.

Таблиця 1. Нароботка остеклованих ВАО на ФГУП «ПО «Маяк» [3]

Установка	Период роботи		Маса полученного стекла, т
	начало	конец	
EP-500/2	10.02.87	23.02.88	160
EP-500/1-р	09.01.91	14.01.97	2200
EP-500/3	20.06.01	02.02.06	1800
EP-500/4	01.12.06	2010	2040
Всего			6200

Проведем оценку вклада ОЯТ Ровенской АЭС в формирование остеклованных ВАО, наработанных на ФГУП «ПО «Маяк»» с момента вывоза первой партии топлива из Украины в 1993 году в соответствии с упомянутыми соглашениями.

С момента пуска завода РТ-1 по технологии остекловывания было получено 6200 т стекла (табл. 1).

Предполагая равномерную загрузку установки EP-500/1-р, несложно посчитать, что с момента вывоза первой партии ОЯТ РАЭС в конце 1993 года на установках EP-500/1-р, EP-500/3 и EP-500/4 с 1994 по 2010 годы образовано 4940 т стекла. Исходя из приведенной в [4] характеристики остеклованных ВАО их удельное образование на 1 т урана составляет в среднем 1,61 т стекла, что позволяет оценить общее количество переработанного за этот период урана в составе ОЯТ в 3068,3 т.

Таким образом, доля ОЯТ РАЭС (332,4 т урана) в общем количестве топлива, переработанного на РТ-1 за этот период (3068,3 т урана), составляет не более 10,8 %, а основное количество ВАО сформировано при переработке ОЯТ, не имеющего отношения к эксплуатации ВВЭР-440 на территории Украины.

Доступные в открытой печати данные позволяют идентифицировать и оценить вклад некоторых основных источников переработанного ОЯТ. Прежде всего, в указанный период времени на ФГУП «ПО «Маяк»» поступило на переработку 331,84 т «тяжелого металла» в составе ОЯТ реакторов ВВЭР-440, которые эксплуатировались на АЭС Болгарии, Финляндии, Словакии и Венгрии [1].

Ориентировочный объем переработанного ОЯТ АПЛ с водо-водяными реакторами может быть косвенно оценен по количеству алюминия, входящего в состав остеклованных ВАО. Физико-химические характеристики фосфатного стекла, приведенные в [4], указывают, что содержание оксида алюминия (Al_2O_3) и других металлов с валентностью +2 и более составляет 21 %. Исходя из указанного содержания многовалентных металлов (алюминий и стабильные продукты деления U-235) и объема наработанных в период поставки ОЯТ из Украины остеклованных ВАО 4940 т следует, что общее количество оксидов составляет 1016,4 т.

Из приведенного количества оксидов следует вычесть стабильные продукты деления, образующиеся при делении U-235. Их количество зависит от степени выгорания топлива, и в среднем для всех 14 партий отправленного с РАЭС топлива составляет 25,3 кг на 1 т урана ОЯТ. Общее количество стабильных продуктов деления во всем объеме ОЯТ ВВЭР-440, отправленного из Украины на переработку, составляет 8,61 т, что эквивалентно 10,9 т оксидов (MeO_2).

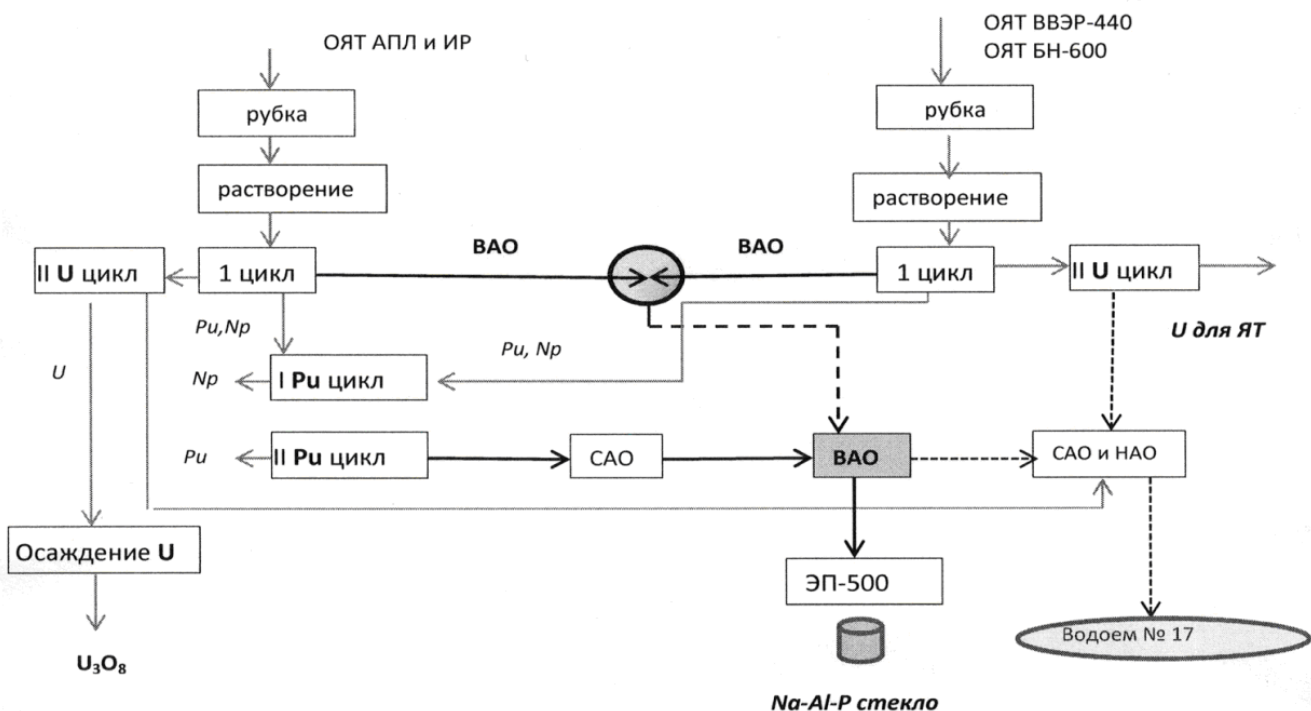


Рис. 1. Схема процессов переработки ОЯТ на заводе РТ-1

Ввиду отсутствия данных о степени выгорания ОЯТ ВВЭР-440, принятого на переработку из Венгрии, Болгарии и Финляндии, условно можно считать, что содержание в нем стабильных продуктов деления аналогично концентрации этих компонентов в украинском ОЯТ.

Исходя из этих допущений, общее количество оксида алюминия Al_2O_3 в составе остеклованных ВАО составляет 994,6 т, или 526,5 т металлического алюминия, источником которого является ОЯТ АПЛ и ИР. На самом деле данное утверждение недостаточно корректно, поскольку не учтены стабильные продукты деления, образованные при делении U-235 в активной зоне реакторов АПЛ и ИР. Однако учет этих продуктов на основе доступных данных невозможен ввиду разнородности АЗ в реакторах АПЛ и отсутствия данных о степени выгорания урана в ОЯТ АПЛ.

Начальный радионуклидный состав топлива реакторов ВВЭР-440 и реакторов АПЛ сильно различается. Обогащение по урану-235 в твэлах ВВЭР-440 РАЭС составляет в среднем 3,6 %, тогда как по мере роста мощности реакторов АПЛ обогащение ядерного топлива менялось от 6; 7,5 и 21 % на первом поколении до 36—45 % на втором и третьем поколениях реакторов. Обобщенная информация о ядерном топливе водо-водяных реакторов АПЛ приведена в табл. 2 [5].

Имеющиеся данные по опыту эксплуатации керамического плавителя ЭП-500 [6] свидетельствуют, что суммарное содержание оксидов осколочных металлов в фосфатном стекле составляет около 7 %, что позволяет более точно определить количество алюминия. Несложный расчет приводит к выводу, что в общем количестве оксидов 1016,4 т доля металлического алюминия составляет 378 т.

Соотношение Al/U в твэлах водо-водяных реакторов АПЛ и ИР может быть ориентировочно оценено по аналогии с тепловыделяющими сборками ВВР-М2 с обогащением 19,7 % для исследовательских реакторов ВВР-М, которое составляет 3,35. С учетом этого соотношения приблизительная

оценка количества ОЯТ АПЛ и ИР, переработанного на заводе РТ-1 в период, когда выполнялась поставка и переработка ОЯТ РАЭС, составляет 113—150 т облученного урана. Следует подчеркнуть, что последнее значение является несколько завышенным ввиду невозможности учесть действительную степень выгорания ОЯТ АПЛ и ИР. Тем не менее, оценка вполне правдоподобна с учетом имеющихся в открытой печати данных о масштабах переработки ОЯТ АПЛ. Так, по данным [7], завод РТ-1 ФГУП «ПО «Маяк»» по состоянию на 2002 год переработал 120 т корабельного ОЯТ, тогда как общее количество обогащенного урана в составе топлива водо-водяных реакторов АПЛ оценивается в 572 т (см. табл. 2).

Вклад ОЯТ ИР в формирование остеклованных ВАО представляется небольшим. Советский Союз построил около 170 исследовательских реакторов, а также критичных и подкритичных сборок, в значительной части которых использовался высокообогащенный уран (ВОУ) в качестве топлива. Согласно [5], к концу 2009 года в исследовательских реакторах, спроектированных и построенных в СССР, использовалось около 6 т ВОУ с уровнем обогащения 36 %; 1,8 т урана, обогащенного до 80 %, и 11,3 т ВОУ с уровнем обогащения 90 %.

При сравнении общего количества переработанного на заводе РТ-1 за период 2004—2010 годы урана (3068,3 т) и приведенных данных по количеству урана в составе ОЯТ водо-водяных реакторов ВВЭР-440 РАЭС, АПЛ и ИР возникает вопрос об источнике недостающего для баланса урана в объеме 2254 т. Можно предположить, что в этот период в процесс переработки были вовлечены значительные объемы ОЯТ реакторов БН-350 и БН-600. Так, к 2002 году ФГУП «ПО «Маяк»» переработал 250 т ОЯТ этих реакторов [6]. В формировании ВАО в указанный период возможно участие ОЯТ ВВЭР-440 Нововоронежской и Кольской АЭС и других источников, например промышленных реакторов типа АДЭ.

При этом осколочные нуклиды (как стабильные, так и радиоактивные) и недоизвлеченные в пурекс-процессе нуклиды урана, плутония и нептуния, генерированные при делении урана в ядерном топливе ВВЭР-440 РАЭС, ВВЭР-440 зарубежных стран, водо-водяных реакторов АПЛ и ИР, реакторов БН, наряду с неидентифицированными источниками, сконцентрированы в остеклованных ВАО и включены в алюмофосфатную матрицу. Состав и концентрация осколочных и трансурановых нуклидов в ОЯТ различных реакторов существенно отличается. Однако в ходе переработки ОЯТ индивидуальные радионуклидные особенности нивелируются и формируются остеклованные ВАО, радиоизотопный состав которых не имеет причинно-следственной связи с какой-либо конкретной партией ОЯТ.

Таблица 2. Количество высокообогащенного урана, использованного для водо-водяных реакторов АПЛ

Тип АПЛ	Корабли	Реакторы	Кол-во активных зон	Масса урана-235, т	Обогащение, %	Масса всего урана, т
Подлодки первого поколения	55	110	466	27,5	20	137,5
Подлодки второго поколения	143	269	686	82,3	21	392
Подлодки третьего поколения	41	60	61	12,2	21	29,0
					45	13,6
Всего				122		572

Выводы

Отработанное ядерное топливо ВВЭР-440 РАЭС, вывезенное с 1993 по 2008 годы, составляет незначительную часть (порядка 11 %) общего количества ОЯТ, переработанного на РТ-1 ФГУП «ПО «Маяк»» за указанный период.

Остеклованные ВАО от переработки ОЯТ на заводе РТ-1 ФГУП «ПО «Маяк»», предполагаемые к возврату в Украину, включают в себя продукты

деления и трансураниевые нуклиды, не связанные с выгоранием ядерного топлива при эксплуатации ВВЭР-440 Ровенской АЭС.

Ввиду технологических особенностей переработки ОЯТ и остекловывания ВАО на заводе РТ-1, ФГУП «ПО «Маяк»» не имеет возможности выполнить свои обязательства в части возврата высокоактивных отходов, сформированных из конкретных партий ОТВС, вывезенных на переработку с РАЭС.

Список использованной литературы

1. Анализ организации и эффективности работ по выполнению действующих международных обязательств Российской Федерации, связанных с ввозом, хранением и переработкой облученного ядерного топлива зарубежных ядерных реакторов : Подготовлен Правительством Российской Федерации во исполнение поручения Президента Российской Федерации от 14.02.2002 года № Пр-251. [Электронный ресурс]. — Режим доступа : <http://nuclearno.ru/text.asp?3317>
2. Про повождення з радіоактивними відходами : Закон України від 30 червня 1995 року № 256/95-ВР. [Электронный ресурс]. — Режим доступа : <http://zakon4.rada.gov.ua/laws/show/255/95-%D0%B2%D1%80>
3. Макаров Е. П. Обращение с РАО от переработки ОЯТ на ФГУП «ПО «Маяк». [Электронный ресурс]. — Режим доступа : http://www.atomeco.org/mediafiles/u/files/Prezentation_31_10_2013/Makarov.pdf
4. Методика расчета количества высокоактивных отходов, возвращаемых Украине после технологического хранения и переработки партии ОТВС ВВЭР-440» : СОУ-Н ЯЕК 1.027:2010. — К. : Минтопэнерго, 2010. — 61 с.
5. Podvig P. History of Highly Enriched Uranium Production in Russia // Science and Global Security / Pavel Podvig. — 2011. — V. 19. — P. 46—67.
6. Поляков А. С. Опыт эксплуатации керамического плавителя ЭП-500/1Р по остекловыванию жидких высокоактивных отходов / А. С. Поляков, В. И. Основин, С. Н. Филиппов // Атомная энергия. — 1994. — Т. 76, вып. 3. — С. 183—188.
7. Короткевич В. Технология и безопасность обращения с облученным ядерным топливом в Российской Федерации / В. Короткевич, Е. Кудрявцев // Бюл. по атомной энергии. — 2002. — № 12. — С. 26—29.

Получено 04.04.2014