

Обращение с радионуклидами, содержащимися в газообразных выбросах заводов по переработке ядерного топлива

Ю. В. Забалуев

ВСТУПЛЕНИЕ

В сентябре 1976 года МАГАТЭ провело заседание Технического комитета на тему: "Удаление, хранение и захоронение радионуклидов, содержащихся в воздушных выбросах ядерных установок". Это заседание рассмотрело существующую технологию и практику контроля за выходом газообразных отходов, образующихся при переработке ядерного топлива. В результате был опубликован отчет МАГАТЭ-209. На заседании Комитета была отмечена необходимость сотрудничества в области обращения с газообразными отходами и были высказаны рекомендации о необходимости тщательного рассмотрения имеющейся технологии и методов улавливания, а также хранения всех долгоживущих изотопов, особенно йода, инертных газов и трития.

Для выполнения этих рекомендаций МАГАТЭ провело совещание экспертов для обсуждения указанных проблем. Настоящая статья основана в основном на результатах и выводах, к которым пришли в ходе этих обсуждений.

ОБРАЗОВАНИЕ РАДИОНУКЛИДОВ И ИХ СБРОС В ОКРУЖАЮЩУЮ СРЕДУ

Существующая практика переработки ядерного топлива в настоящее время приводит к сбросу в окружающую среду, по существу, всего криптона-85, углерода-14, и трития, а также части йода-129, формирующихся как продукты деления в топливе. По мере расширения программ по ядерной энергетике количество этих долгоживущих изотопов в окружающей среде будет возрастать. Подсчитано, что количество трех радиоактивных изотопов криптона-85, трития и йода-129, увеличивающееся из года в год, составит к 2000 году 500×10^6 , 75×10^6 и 6000 Ки соответственно. Если все это количество будет сбрасываться в окружающую среду без улавливания, то уровень активности, вызванной этими изотопами, составит соответственно 5500×10^6 , 400×10^6 и 40000 Ки. В этом случае сброс долгоживущих газообразных радионуклидов может представить собой существенный долгосрочный источник радиоактивности.

Г-н Ю. Забалуев является сотрудником Секции обращения с отходами Отдела ядерной безопасности и защиты окружающей среды МАГАТЭ.

Таблица 1. Уровни образования газовых осколков деления (Ки/ГВт (эл) год)

Источник	Йод-129					Криптон-85					Тритий				
	LWR	HTGR	FBR	AGR	HWR	LWR	HTGR ^{b)}	FBR	AGR	HWR	LWR	HTGR ^{b)}	FBR	AGR	HWR
Комиссия Европейских Сообществ а)	1,2	1,0	1,0	0,95	1,4	3,3x10 ⁵	2,7x10 ⁵	2,1x10 ⁵	2,6x10 ⁵	3,8x10 ⁵	2,1x10 ⁴	1,75x10 ⁴	2,5x10 ⁴	1,7x10 ⁴	2,4x10 ⁴
США	1,2	1,0	0,8	–	–	3,3x10 ⁵	5,8x10 ⁵	1,6x10 ⁵	–	–	2,4x10 ⁴	~1,7x10 ⁴ c)	2,4x10 ⁴ d)	–	–
Франция	1	–	1,25	–	–	4x10 ⁵	–	1,2x10 ⁵	–	–	1,7x10 ⁴	–	2,7x10 ⁴	–	–

а) Данные по реакторным параметрам и величине Ки/ГВт (тепл) год по КЕЛЛИ и др. авторам (см. источники).

б) Данные, приводимые для Кг-85, зависят от различных топливных циклов.

в) Величина $2,06 \times 10^4$ для деления и данные по нейтронной активации топлива (U-235) и компонентов активной зоны приведены в ANL-8102 (см. источники).

г) Величина $2-4 \times 10^4$ приводится в ANL-8102 (см. источники).

Сокращения

- LWR – Легководный реактор
- HTGR – Высокотемпературный реактор с газовым охлаждением
- FBR – Реактор-размножитель на быстрых нейтронах
- AGR – Усовершенствованный реактор с газовым охлаждением
- HWR – Тяжеловодный реактор

Основным источником возникновения криптона-85 и йода-129 в ядерном топливном цикле являются заводы по переработке ядерного топлива. Углерод-14 и тритий могут образовываться в некоторых количествах на ядерных реакторах и заводах по переработке топлива.

Существующая в настоящее время концепция выбросов трития, криптона-85 и углерода-14 в окружающую среду и их растворения в атмосфере (или же последующее захоронение), позволяет обеспечивать уровень радиационной безопасности в рамках международных стандартов по радиационной защите, и приводит к образованию фоновой радиации, значительно меньшей природного уровня.

Криптон-85 (период полураспада 10,76 лет) является прямым продуктом деления. Хотя некоторое количество (менее чем 1%) криптона-85 выходит из поврежденных топливных элементов в процессе облучения, более 99% его удерживается внутри твэлов до их разделки и растворения при переработке, где весь криптон освобождается и направляется в газоулавливающую систему. Около 330000 Ки криптона-85 на электрический гигаватт в год (ГВт (эл) год) образуется при переработке топлива легководных реакторов (ВВР) и около 580000 Ки/ГВт (эл) год для топлива высокотемпературных реакторов с газовым охлаждением (ВТР). Разница в количествах криптона, освобождающегося при переработке топлива ВВР и ВТР, объясняется различием в сечениях деления урана-235 и урана-233. Для быстрых реакторов эта величина составляет около 1,2 до $1,2 \times 10^5$ Ки/ГВт (эл) год. В настоящее время практически весь криптон-85, получаемый в ходе регенерации топлива, сбрасывается в атмосферу.

Весь йод-129 (период полураспада $1,7 \times 10^7$ лет) является прямым продуктом деления, и почти полностью удерживается в топливе до процесса растворения. Количество йода, образующегося в процессе облучения, составляет примерно 1,0 Ки/ГВт (эл) год для всех типов реакторов (таблица 1). В результате растворения топлива в систему газоулавливания попадает более 98% йода. На этой стадии обычно предпринимаются усилия уловить йод из воздушного потока с целью контроля выхода йода-131.

Тритий (период полураспада — 12,3 года) образуется в ядерном топливе в основном в результате сложного деления ядра со степенью генерации от 200000 до 400000 Ки/ГВт (эл) год (таблица 1). Другим источником образования трития может явиться нейтронная активация ряда легких элементов, присутствующих в примесях или компонентах топлива, охлаждающих элементов, замедлителя, оболочки и других реакторных материалах.

На заводах по переработке топлива весь тритий, находящийся в твэле с циркониевой оболочкой, освобождается в процессе разделки топливных элементов и их растворения. От одного до двух процентов этого трития выходит в систему газоулавливания в виде НТ и удаляется с воздушным потоком. Большая часть оставшегося количества переходит в жидкие отходы, которые в дальнейшем могут выпариваться, а водные пары удаляться в атмосферу через вытяжные трубы. Лишь небольшое количество трития, находящееся в циркониевой оболочке легководных и тяжеловодных реакторов, как предполагают, освобождается в процессе растворения топлива.

Таблица 2. Сравнение процессов отделения криптона-85 на ядерных установках

Процесс	Стадия развития	Преимущества	Недостатки
Криогенная дистилляция	Развит и действует в крупном масштабе; установки размещены на ядерных реакторах, на заводе по переработке Министерства энергетики США и на японском заводе по переработке ядерного топлива	<ul style="list-style-type: none"> – Допустимые размеры капитальных затрат – Отделяет криптон от ксенона – Надежная технологическая база – Высокая потенциальная надежность 	<ul style="list-style-type: none"> – Взрывоопасно из-за присутствия озона – Значительная предварительная обработка газа
Абсорбция фтористым углеродом	Развит и испытан на нерадиоактивной опытной установке, работающей с нерадиоактивными материалами	<ul style="list-style-type: none"> – Небольшие расходы, связанные с охлаждением – Небольшие расходы, связанные с растворением – Низкая угроза взрывов – Незначительная предварительная обработка газа 	<ul style="list-style-type: none"> – Высокое давление (300-400 PSIG) – Возможность больших утечек – Не отделяет криптон от ксенона – Коррозия – Сброс фтористого углерода
Адсорбция на древесном угле (при комнатных и низких темп.)	Развит и действует в крупных масштабах	<ul style="list-style-type: none"> – Прост в эксплуатации – Достаточное техническое обоснование – Высокая надежность – Небольшой объем насадок для низкотемпературного метода 	<ul style="list-style-type: none"> – Подверженность пожарам и взрывам – Не отделяет криптон от ксенона – Высокая стоимость охлаждения для низкотемпературного метода
Полупроницаемые мембраны	Лабораторные испытания	<ul style="list-style-type: none"> – Эксплуатация при комнатной температуре 	<ul style="list-style-type: none"> – Большие капитальные затраты – Высокое давление – Неизвестна чувствительность мембран

Ожидается, что для топливных элементов высокотемпературных реакторов с газовым охлаждением от 50 до 90% находящегося трития освободится в систему газоулавливания в процессе разрушения графитного топлива, который предшествует растворению.

Углерод-14 (период полураспада 5730 лет) образуется в результате нейтронной активации углерода, азота и кислорода, присутствующих в качестве компонентов или примесей в топливе, замедлителей, охлаждающих элементах, оболочке или в другом оборудовании реактора во время его работы.

Некоторые расчеты показывают, что для топлива легководных реакторов, высокотемпературных реакторов с газовым охлаждением и реакторов-размножителей на быстрых нейтронах количество углерода-14, образующееся при переработке этого топлива, составит 10-50, 35-200 и 2-18 Ки/ГВт (эл) год соответственно.

Пределы выброса газообразных радионуклидов установлены в большинстве стран в соответствии с рекомендациями Международной комиссии по радиационной защите (МКРЗ). Они отличаются между собой в зависимости от таких факторов, как состав газообразных отходов и характеристики окружающей среды, в которую производится выброс. Более того, эти пределы часто зависят от толкования такого понятия, как очень низкий уровень радиационного облучения.

МЕТОДЫ УДАЛЕНИЯ РАДИОНУКЛИДОВ ИЗ ГАЗООБРАЗНЫХ ЗАВОДОВ ПО ПЕРЕРАБОТКЕ ТОПЛИВА

Удаление криптона-85

Для удаления криптона-85 рассматриваются также технологические процессы, как криогенная дистилляция, втористоуглеродная абсорбция, адсорбция, диффузия, а также использование селективных мембран. Сравнение этих методов и их краткое описание приводятся в таблице 2. Любой из них может быть использован для улавливания криптона-85, образующегося при переработке топлива легководных или высокотемпературных реакторов с газовым охлаждением.

В большинстве стран предпочтение отдается криогенным процессам, так как эта технология достаточно проверена и отработана в практике промышленного сжижения воздуха. Хотя криогенный процесс и может быть использован для промышленного удаления криптона-85, однако он нуждается в некоторой дальнейшей доработке, с целью приспособить его к специфическим условиям ядерной промышленности.

Опыт, накопленный на предприятиях по газосжижению, показал, что окислы азота в присутствии кислорода при давлениях в области ррт могут вызывать взрывы. Радиолит усиливает эту опасность. Кроме того, гидроуглероды (в основном метан), которые присутствуют в небольших количествах в гидроуглеродных катализаторах, могут привести к разрушающим взрывам при контакте с кислородом. Чтобы избежать образования взрыва, окислы азота и гидроуглероды должны удаляться в максимально доступной степени, и, кроме того, должно быть предотвращено образование азота.

Такие элементы, как йод, двуокись углерода и вода должны быть удалены на стадии предварительного отделения, для того чтобы предотвратить замерзание и образование пробок в системе. При необходимости процесс предварительного удаления углекислого газа и гидрокарбонатов может быть использован для улавливания углерода-14.

Процессы жидкой абсорбции также широко известны в химической промышленности. Для удаления инертных газов из газообразных отходов рассматривалось несколько возможных абсорбентов. Один процесс с использованием фреона в настоящий момент находится в стадии разработки.

Эта технология имеет преимущества благодаря высокой степени устойчивости к загрязнителям в газовой смеси. Следует отметить, однако, что использование этой технологии требует последующего процесса разделения обогащенного ксенона от криптона, которые находятся в растворе абсорбента.

Как возможные методики для удаления криптона рассматривались также процессы абсорбции на древесном угле, использование полупроницаемых мембран, газодиффузия, но их разработка в настоящий момент находится лишь на стадии лабораторных испытаний.

Удаление радиоактивного йода

В настоящее время разрабатываются различные методы улавливания йода в зависимости от таких требований, как эффективность удаления йодистых компонентов, способность обеспечить непрерывность процесса, обращение с отходами, совместимость обработки компонентов верхних и нижних потоков газообразных сбросов, стоимость процесса и эксплуатационные расходы. В потоках газообразных сбросов, где необходима высокая степень очистки от радиоактивного йода, может использоваться первичная и вторичная системы удаления. В некоторых случаях компоненты для первичного и вторичного удаления могут быть одинаковыми.

Существует два основных метода для удержания газообразного радиоактивного йода: жидкостный процесс и улавливание йода на твердых сорбентах.

На некоторых действующих заводах по переработке ядерного топлива используется технология щелочных скрубберов с улавливанием йода в растворе. Обычно рекомендуется использовать абсорбционные колонны для создания достаточного времени контакта. В щелочных растворах рекомендуется также использовать гидроксид калия вместо гидроксид натрия, так как последняя из-за малой растворимости продукта реакции может привести к забиванию колонок и выводных путей. Для улучшения качества удаления можно добавлять восстановители, такие, как тиосульфат натрия. Однако это может создать сложности в эксплуатации, так как вероятное образование свободной серы может также привести к закупорке.

Восстановление йода с помощью метода щелочной промывки ограничено из-за относительно низкой эффективности удаления органических йодистых соединений. Общий коэффициент очистки обычно менее ста. Другим отрицательным моментом является относительно большое количество отходов.

При скруббировании раствором азотнокислой ртути может использоваться абсорбционная колонна, в которой раствор циркулирует по замкнутому контуру. Азотнокислая ртуть в азотной кислоте соединяется с йодом с образованием двуиодистой ртути (HgI_2), которая может быть разложена в скруббирующем растворе на сложные ионы, такие как $(\text{HgI}_3)^-$ и $(\text{HgI}_4)^{2-}$.

Для достижения более высоких коэффициентов очистки от органических иодистых соединений, концентрация азотной кислоты, которая действует в качестве сильного окислительного реагента, должна составлять от 8 до 12 молей, в то время как молярная концентрация ртути составляет от 0,2 до 0,4 молей. При использовании хорошо сконструированной системы скруббера этого типа можно получить коэффициент очистки около 100. Однако и в этой системе эффективность скруббирования растворами азотнокислой ртути обусловлена содержанием высокоорганических соединений йода в газообразных выбросах и степенью удаления радиоактивного йода из циркулирующего раствора.

Метод скруббирования растворами концентрированной азотной кислоты ("Iodox" процесс) находит применение при переработке топлива реакторов на быстрых нейтронах. Этот метод предусматривает использование гиперazeотропной 20-22-молярной азотной кислоты в качестве моющего раствора в колоннах с насадками. Этот метод позволяет удалять как элементарный, так и органический йод с эффективностью удаления, превышающей 99,99% (коэффициент очистки 10000) при условии аккуратного обращения с оборудованием. Концентрация кислоты не должна быть ниже 20 молей и одновременно не следует превышать растворимость HI_3O_8 йодистых продуктов. Основными недостатками метода скруббирования растворами концентрированной азотной кислоты являются сложная конструкция, проблемы эксплуатации, связанные с высокой коррозионностью промывающих растворов, опасность возникновения взрывов скруббирующих растворов и высокие капитальные и эксплуатационные затраты.

Для удаления радиоактивного йода из потоков газообразных выбросов с заводов по переработке топлива в некоторых странах применяются пропитанные серебром аморфные вещества кремниевой кислоты. Эти материалы показали себя эффективными для удаления элементарного и органического йода в тех случаях, когда газообразные выбросы нагреваются до 150°C . Основным недостатком этого метода является относительно высокая стоимость, связанная с использованием серебра.

Для удаления радиоактивного йода испытывались некоторые металлообменные цеолиты, но этот метод в настоящий момент находится на стадии развития.

Для получения йода в концентрированной форме, пригодной для окончательного кондиционирования (включение в стекло или металлические матрицы) разработан метод осаждения (преципитации) йода.

Удаление трития

В настоящее время разработаны три основных метода для восстановления трития из окисного топлива. Они включают в себя:

- Испарение и сбор трития из разделанного топлива перед его растворением
- Изотопное обогащение и сбор из жидких сбросов
- Жидкое циклирование с удалением и отверждением побочных потоков.

В настоящий момент ни один из этих методов не нашел практического применения.

Метод "волоксидации" заключается в окислении UO_2 в U_3O_8 , позволяющем разбить кристаллическую решетку и освободить из нее газы. Можно добиться эффективности вывода трития из топлива, превышающей 90%, в процессе, при котором топливо нагревается до температуры от 450 до 500 °С в течение нескольких часов (4 до 6) в печи с вращающимся тиглем. Выделяемый газ проходит через катализаторный конвертер, позволяющий перевести весь тритий в НТО с последующим поглощением твердыми абсорбентами. Большая часть трития, оставшаяся в элементах топлива легководных реакторов, возможно, связывается в оболочке сплавов циркония и остается в этой оболочке во время растворения топлива. Этот процесс, очевидно, будет непригоден для топливных элементов ThO_2 , так как более высокие окислы тория неизвестны. Определенные трудности могут встретиться и при обработке этим способом металлического топлива, учитывая сложность контроля тепловыделения во время окисления.

Для удаления трития из водных отходов, которые в настоящее время сбрасываются или испаряются, разрабатываются возможности применения некоторых процессов изотопного обогащения.

В Соединенных Штатах исследуются в настоящее время методы каталитического обмена, подобные методу, применяемому для удаления трития на реакторе в Селестине (из тяжеловодного замедлителя), действующем в Маркуле, Франция. Проводятся оценки гидрофобного катализа, разработанного в ядерных лабораториях Чок-Ривера (Канада), который стимулирует прямую реакцию химического обмена между жидкой водой и газообразным водородом (или тритием). Такой подход должен свести до минимума проблемы очистки катализатора и упростить конструкцию реактора и сократить расходы. Этот процесс находится на ранней стадии развития, и предстоит решить ряд проблем, прежде чем он окажется практически пригодным для использования на заводах по переработке ядерного топлива. Для обогащения трития рассматривались также методы водной и водородной дистилляции. Изотопное обогащение с помощью обратного электролиза также исследуется в Соединенных Штатах.

Значительное внимание уделяется рециклированию воды и азотной кислоты, как методу удержания трития на установках по переработке ядерного топлива, но выводы, полученные в результате изучения в целом одни и те же: требуется большое количество дорогостоящих экспериментов, связанных с разработкой, для того, чтобы доказать применимость этого метода.

МЕТОДЫ ХРАНЕНИЯ РАДИОНУКЛИДОВ

Хранение криптона-85

Для хранения и перевозки разделенный газ должен быть заключен в емкости. Наполнение контейнеров под давлением является самым простым способом. Это хорошо зарекомендовавшая себя технология обращения с нерадиоактивными газами, однако возможность утечки не исключена. Предлагается использовать адсорбенты

для снижения давления внутри контейнера и для того, чтобы снизить до самых незначительных количеств выброс содержимого в случае утечки. Снижение давления почти до нулевой отметки может быть достигнуто путем включения криптона в металлические матрицы.

Контейнеры под давлением, содержащие криптон-85, могут храниться в течение нескольких месяцев или лет непосредственно там же, где происходит переработка топлива, прежде чем они будут отправлены к месту захоронения. Очевидно, что чем дольше промежуточный период хранения, тем с меньшей активностью в дальнейшем придется иметь дело в силу радиоактивного распада.

Так как период полураспада криптона-85 составляет 10,76 лет, это означает, что он должен быть изолирован от окружающей среды примерно на 150-200 лет. Для этого периода времени хранение стальных цилиндров под давлением на установках может быть осуществлено. Такие сооружаемые хранилища должны иметь средства для безопасного снятия тепла, образующегося в результате радиоактивного распада, приборы, обнаруживающие течи контейнеров, а также оболочку, ограничивающую выход криптона в окружающую среду в случае аварии.

Другие методы удаления криптона-85 также изучаются в некоторых государствах. Например, в Советском Союзе и Соединенных Штатах Америки изучаются методы инъекции газов, водных или цементных растворов в пористые подземные формации. В качестве альтернативного метода предлагается также сброс в открытое море специально сконструированных герметических стальных цилиндров, Однако этот метод требует дальнейшего изучения и утверждения его в международном плане.

Хранение йода-129

Для удаления различных материалов, требующих дальнейшей обработки и хранения, получаемых из йодистых продуктов, рассматриваются различные методы. Такими методами являются:

- осаждение йода из скруббирующих растворов;
- использование серебряных молекулярных сит и других твердых абсорбентов;
- использование угольных фильтров, пропитанных различными присадками.

Исключительно долгий период полураспада йода-129 в сочетании с его высокой мобильностью в воде делает постоянное удаление этого продукта отходов особенно трудной проблемой. Никакое химическое соединение или вторичный контейнер не удержат его на какой-либо осязаемый период, превышающий 100 миллионов лет, который потребуется для его полного распада.

Промежуточное хранение и перевозка отходов йода-129 не должны представлять серьезной проблемы, так как его активность относительно невелика.

Так как потребуется время для определения и решения проблем надежного долгосрочного хранения и условий захоронения йода-129, представляется целесообразным создание временного хранения этого радиоизотопа на 100-200 лет. Был предложен ряд альтернативных методов для захоронения йода-129; предполагается, что в будущем удастся найти технологическое решение этих проблем. Это — методы трансмутации, а также методы наземного захоронения.

Хранение трития

Водные отходы, которые содержат значительное количество трития, могут храниться в опечатанных контейнерах до их захоронения. Небольшие концентрации могут сохраняться надежно в глубоких скважинах в определенных районах и в условиях инженерных сооружений, которые исключают заражение пресной воды. Тритий более высокой концентрации в газообразном или жидком виде должен быть превращен в твердое вещество, удобное для долгосрочного геологического хранения или хранения в инженерных сооружениях.

Тритий низкой концентрации в водных отходах может безопасно удаляться в моря и океаны.

При хранении тритированной воды высокой концентрации особое внимание следует обращать на возможное образование взрывоопасных количеств водорода (НТ) в результате радиолиза. Для решения этой проблемы предусматривается обычно принудительная вентиляция в емкостях, содержащих тритированную воду с использованием специального оборудования, такого, как циркуляционные насосы, нагреватели, регенерационные нагреватели и водоохлаждаемые теплообменники.

Требования, предъявляемые к хранению отходов, содержащих тритий высокой концентрации, будут отличаться от тех, которые предъявляются к тритию в более разбавленных формах. Отходы высокой концентрации можно захоранивать как в геологических формациях, так и в инженерных сооружениях, но в обоих случаях необходимо обеспечить фиксацию и надежное удержание трития. Наиболее обещающий метод такого типа отходов является комбинация фиксации в цементе совместно с надежным повторным удержанием или фиксацией материала в цементно-полимерной матрице. Этот метод был недавно продемонстрирован в Соединенных Штатах.

Хранение углерода-14

В ближайшем будущем нет необходимости собирать и хранить вещества, содержащие углерод-14. Тем не менее, его хранение в геологических формациях представляется возможным. Наиболее вероятной формой для хранения этого радиоизотопа является карбонат кальция.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

На сегодняшний день на действующих заводах по переработке ядерного топлива большинство газообразных радионуклидов сбрасывается в окружающую среду. По мере расширения программ ядерной деятельности и их развития, предполагается, что такая практика окажется неприемлемой.

Существуют методы удаления этих нуклидов из газообразных выбросов, и они могут применяться на действующих сегодня заводах по переработке ядерного топлива после соответствующего их развития. Были предложены более современные, более обещающие методы, но они также потребуют интенсивного развития.

Методы хранения для разделенных радионуклидов будут, очевидно, основываться на обычной или усовершенствованной практике, которая применяется в настоящий момент в промышленном масштабе. В большинстве случаев захоронение будет осуществляться в геологические формации с использованием различных методов изоляции и фиксации, предусмотренных для различных нуклидов.

Источники

1. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Removal, Storage and Disposal of Gaseous Radionuclides from Airborne Effluents, IAEA-209, IAEA, Vienna (1978).
2. KELLY, G.N., et al., The Predicted Radiation Exposure of the Population of the European Community Resulting from Discharges of Krypton-85, Tritium, Carbon-14 and Iodine-129 from the Nuclear Power Industry to the Year 2000, Document V/2676/75, Commission of the European Communities, Luxembourg (September 1975).
3. PENCE, D.T., STAPLES, B.A., "Solid Adsorbents for Collection and Storage of Iodine-129 from Reprocessing Plants", Proc. 13th Air Cleaning Conference, 12 August 1974, San Francisco, Calif. (1974) 758–64.
4. NAKHUTIN, I.E., et al., "Removal of Radioiodine from Gases", Peaceful Uses of Atomic Energy (Proc. 4th Int. Conf., Geneva, 6–12 September 1971) Vol. 11, UN, N.Y., and IAEA, Vienna (1972), 399–413.
5. COMMISSION OF THE EUROPEAN COMMUNITIES, Proc. Seminar on Radioactive Effluents from Nuclear Fuel Reprocessing Plants, Document V/2266/78, Commission of the European Communities, Luxembourg (November 1977).
6. TREVORROW, L.E., et al., Tritium and Noble-Gas Fission Products in the Nuclear Fuel Cycle, ANL-8102, Argonne National Laboratory (October 1974).