

# **Утилизация, переработка и хранение радиоактивных отходов**

---

Армянский научно-исследовательский институт  
научно-технической информации  
(АрмНИИНТИ)  
Республиканская научно-техническая библиотека  
(РНТБ)

Ереван – 2002

Автор: Ж. Е. Лалаян  
Научный руководитель:  
к.т.н. Р. В. Арутюнян

УДК 621.039.7/8  
ББК 24.13:30.69

*В данном обзоре отмечена значимость ядерной энергетики в общем энергетическом балансе и проблема обращения с радиоактивными отходами (РАО).*

*Приведены основные методы переработки РАО и описаны оборудование и агрегаты, применяемые для этой цели. Освещены проблемы строительства хранилищ и могильников.*

*Significance of nuclear energetics in general energetic balance and the problem for radioactive waste treatment have been considered in this work.*

*The main methods for radioactive waste treatment are adduced, and equipment and units used for it are described as well.*

*The problems of repositories and burials construction are examined.*

*Տվյալ տեսության մեջ նշվում է ատոմային էներգետիկայի նշանակությունը ընդհանուր էներգետիկի հավասարակշռության ֆոնի վրա և ուղղությունը քայլուների հանդեպ վերաբերմունքի հիմնահարցը:*

*Տրվում է ուղղությունը քայլուների վերամշակման հիմնական մեթոդները և նկարագրվում է տվյալ նպատակի համար կիրառելի սարքավորումներն ու ազրեացուներն:*

*Հուսարանվում է պահեստարանների և գերեզմանափորի կառուցման հիմնահարցերը:*

ИНФОРМАЦИОННЫЕ ИЗДАНИЯ АРМНИИНТИ, РНТБ	
N	Наименование издания
1.	Арутюмова Э. Д., Арутюнян Р. В. Пастеризация молока в условиях мелкого хозяйственника-фермера. Информационный обзор.
2.	Хачатрян Н. Л., Арутюнян Р. В. XX век в зеркале geopolитики. Аналитический обзор.
3.	Мелоян В., Арутюнян Р. В. Раскрывая завесу над колокольным звоном. Обзор.
4.	Арутюнян Р. В. Российские производства черных и цветных металлов. Информационный обзор.
5.	Арутюнян Р. В. Индустрия гражданской авиации. Обзор.
6.	Рак можно победить, но нужно обязательно верить в победу
7.	Հայ գինվորի գրադարան. Մատենադարան, բողարկումներ թիվ 1-18
8.	Иванова Е. А., Арутюнян Р. В. Технология и оборудование первичной обработки шерсти. Информационный обзор.
9.	Бутейко В. К., Бутейко М. М. Дыхание по Бутейко. Методическое пособие для обучающихся методу волевой ликвидации глубокого дыхания.
10.	Нерсесян И.Г., Арутюнян Р.В. Инновационная деятельность предприятий и венчурный капитал-мощные рычаги для подъема экономики. Обзор.
11.	Иванова Е. А., Арутюнян Р.В. Перспективы развития декоративно-прикладного искусства и народных промыслов в РА. Обзор.
12.	Егиазарян А. В., Арутюнян Р. В. Технология производства красных столовых вин.
13.	Джаганян Э.В., Арутюнян Р.В. Концепция защиты от воздействия информационного оружия. Обзор.
14.	Саркисян А.П., Арутюнян Р.В. Каталитические нейтрализаторы, этилированный и неэтилированный бензин. Обзор.
15.	Хачатрян Н. Л., Арутюнян Р.В. Прогноз роста населения Земли. Обзор.
16.	Цатурян В. А., Арутюнян Р. В. Производство черепицы. Обзор.
17.	Иванова Е. А. Финансовый и экономический кризис в России. Опыт стран мира по выходу из кризиса в ХХ веке. Обзор.
18.	Нерсесян И. Г., Реалии каспийской нефти. Обзор.
19.	Саркисян А. П., Маркетинг и система дилерской продажи автомобилей
20.	Сборник рефератов НИР и ОКР (русский, английский).
21.	Иванова Е. А. Кожевенно-обувная промышленность Армении. Обзор.
22.	Джаганян Э.В., Арутюнян Р. В. Государственная политика в области сохранения рекреационных ресурсов. Обзор.
23.	Егиазарян А. В., Арутюнян Р.В. Добыча камня промышленными способами.
24.	Егиазарян А. В., Арутюнян Р.В. Ферментация табака. Обзор.
25.	Иванова Е. А., Арутюнян Р.В. Финансы и экономика Армении в 1999году. Рынок капитала. Обзор.
26.	Нерсесян И. Г., Арутюнян Р.В. Основные направления развития и поддержания науки в странах ЕС. Обзор.
27.	Саркисян А.П., Арутюнян Р.В. Роль образования и науки в обществе. Обзор.
28.	Джаганян Э. В., Арутюнян Р. В. Косовский кризис - полигон информационной войны. Обзор.
29.	Нерсесян И. Г. Сети передач данных в области сельского хозяйства. Обзор
30.	Саркисян А. П. Информационные технологии в энергетике Армении. Обзор.
31.	Хачатрян Н. Л. Создание и развитие межинститутской информационной системы в области образования Армении. Обзор.
32.	Нерсесян И. Г. Вокруг Интернета: надежды, иллюзии, факты. Обзор.
33.	Саркисян А. П. Развитие информационного пространства и прогресс общества. Обзор.
34.	Джаганян Э. В. Роль маркетинговой информации в деятельности предприятий. Обзор.
35.	Хачатрян Н. Л. Антивирусные программы. Обзор.

ISBN 99930-3-091-0

© Прату, 2002

## **Введение**

Идея использования ядерной энергетики в мирных целях возникла в основном на фоне опасений возможного топливно-энергетического кризиса. Именно ядерная энергия, благодаря расширенному производству топлива, способна обеспечить практически неограниченное энергоснабжение. В настоящее время вклад ядерной энергетики в удовлетворение энергетических потребностей человечества достаточно заметен. На долю АЭС приходится примерно 17% совокупного производства электроэнергии в мире [1]. В Европе это соотношение существенно выше. На ее долю приходится 30% общей выработки электроэнергии. В 14 странах мира производство электроэнергии АЭС превышает 25% общенационального объема, а во Франции - более 75% [1]. Будущее ядерной энергетики в Европе связывают с введением в эксплуатацию новых АЭС с усовершенствованными реакторами, созданием и освоением быстрых реакторов-размножителей.

Но по мере развития ядерной энергетики возрастает количество радиоактивных отходов, представляющих потенциальную опасность для окружающей среды, здоровья нынешнего и будущих поколений. Поэтому важнейшим фактором, определяющим перспективу развития ядерной энергетики, является контроль за радиоактивными отходами, их локализация и обезвреживание. Период изоляции от биосфера определяется составом и концентрацией радионуклидов и с учетом периода полураспада может составлять:

до 300 лет для отходов низкого и среднего уровня активности, содержащих продукт активации и малое количество долгоживущих продуктов деления;

до 1000 лет для высокоактивных отходов с долгоживущими продуктами деления; значительно выше 10 тыс. лет для отходов с трансурановыми элементами [2].

Решение проблемы удаления радиоактивных отходов – непременное условие дальнейшего масштабного развития ядерной энергетики.

В настоящее время в мире проводится большой объем исследований для разработки методов обращения с радиоактивными отходами (РАО), включая их захоронение.

В ряде стран созданы программы исследований по обращению и их окончательному удалению. Эта проблема существует в обоих вариантах ядерного топливного цикла – перерабатывает ли страна выгоревшее топливо или планирует его долгосрочное захоронение.

В настоящее время в ряде стран ведутся предварительные изыскательные работы в предполагаемых местах захоронения отходов и строятся лаборатории для непосредственного наблюдения за геологическими характеристиками площадок. Необходимо также решить в принципе: должно ли захоронение отходов быть окончательным или следует предусмотреть возможность их перезахоронения.

### **1. Ядерная энергетика в XXI веке**

Как уже было сказано, ядерная энергетика занимает немаловажное место в мировой энергетике. Но существуют трудности на пути ее дальнейшего развития. Дело в том, что в ряде стран фактически действуют негласные моратории на строительство новых реакторов. В Швеции принято решение об остановке всех ядерных энергоблоков к 2010 г. По требованию населения была остановлена АЭС Армении. С остановкой АЭС наступил энергетический кризис в республике. Это произошло

вследствие того, что республика почти не имеет топливных ресурсов, а гидроэнергетика составляет незначительную часть требуемого количества электроэнергии. Поэтому, для выхода из кризиса необходимо перезапустить АЭС, которая будет вырабатывать 400 МВт электроэнергии, что составит 30% общей электроэнергии. К 2000 г. республике потребуется 13.5-13.9 млрд. кВт·ч электроэнергии [27].

Тенденция недоверия к АЭС наблюдается особенно после Чернобыльской аварии.

Важнейшей проблемой ядерной энергетики, требующей неотложного решения, является вопрос радиоактивных отходов. Расчеты показали, что при постоянной мощности и равновесном режиме количество загружаемого в реактор равно выгружаемому, т. е. при мощности, предположим, 400 ГВт и удельном расходе топлива 20 т/ГВт в год в отходы уходит ежегодно 8000 т тяжелых металлов [18]. Современные планы окончательного удаления отходов ориентированы на хранилища единичной емкостью 70000 т тяжелых металлов. Следовательно, необходимо вводить в действие по одному хранилищу каждые 9 лет., т. е. II хранилищ в течение рассматриваемого столетнего периода [18]. С технической точки зрения, решение этой задачи не представляет сложностей. Проблема состоит в том, что каждое хранилище должно находиться не где-то абстрактно, а в совершенно конкретной стране. При существующей сильной оппозиции переработке и захоронению радиоактивных отходов это может привести к возникновению серьезных юридических, организационных и общественных проблем.

В любом случае современная ядерная энергетика далека от той, на создание которой была направлена Программа использования мирного атома, осуществлявшаяся с большим энтузиазмом с начала 1955 года. Даже в усовершенствованных LWR делению подвергается только 0.6% всех ядер урана, содержащихся в исходных 160 т природного урана, а 99.4% идет в отходы [18].

Для того, чтобы ядерная энергетика играла действительно весомую роль в общем энергетическом балансе в XXI в., ее установленная мощность должна составлять не менее 2000 ГВт [18]. Необходимость дальнейшего развития ядерной энергетики диктуется, кроме всего прочего, тяжелым экологическим состоянием планеты. Разумеется, одна только ядерная энергетика не решит полностью проблему выбросов  $\text{CO}_2$ ; ее вклад в решение этой задачи может составлять 25-30% [18].

Как было отмечено, в дальнейшем установленная мощность ядерной энергетики должна составлять не менее 2000 ГВт. В этом случае тем более остро стоит вопрос преодоления следующих проблем: обеспечение ядерной безопасности; удаление радиоактивных отходов; преодоление недоверия населения.

При ядерной энергетике на 2000 ГВт в эксплуатации будет находиться примерно 2500 реакторов. Поэтому необходимо повысить уровень безопасности реакторных установок. Причем, процесс повышения безопасности реакторных установок должен идти быстрее увеличения количества объектов ядерной энергетики. Нормы безопасности постоянно пересматриваются в соответствии с прогрессирующим уровнем развития науки и техники.

Ядерная энергетика на 400 ГВт может в течение приблизительно 100 лет существовать при единократном использовании топлива. При этом в реакторах единократно используется 6-7 млн. т природного урана, извлечение которого не представляет трудностей: 0,6% этого урана подвергнется делению, остальные 99,4% пойдут в отходы. В этом случае регенерация отработавшего топлива необязательна. В случае развития ядерной энергетики до уровня 2000 ГВт такое положение недопустимо: природного урана хватит менее чем на 20 лет, поскольку ввиду

неравновесного состояния зон новых реакторов их первая топливная загрузка будет больше стандартной [18].

Возникает необходимость обеспечения расширенного воспроизводства топлива, что требует его регенерации. Производительность гражданских регенерационных установок, находящихся в эксплуатации (табл. 1), составляет 2040 т/год, строящихся и планируемых к сооружению – 2500 т/год, что в сумме дает 4540 т/год (без учета СССР ввиду отсутствия данных).

В настоящее время в год образуется около 100 тыс. т отработавшего топлива, что явно превосходит возможности действующих и планируемых регенерационных заводов. Стратегия FBR предполагает переработку к 2025 г. 33800 т отработавшего топлива (12200 т в год в европейских и тихоокеанских странах – в ОЭСР, 6200 т – в североамериканских странах ОЭСР, 6000 т – в развивающихся странах и 9400 т – в странах с централизованно планируемой экономикой), т.е. в 5 раз больше производительности имеющихся и предусмотренных регенерационных установок. В результате рассматривается также технология извлечения из отработавшего топлива делящегося плутония, который извлекается в основном из многократно перерабатываемого топлива, причем количество его велико. Ежегодный объем рециклинга делящегося плутония прогнозируется на уровне 286 т для европейских и тихоокеанских стран, 181 т – для североамериканских стран, 97 т – для развивающихся стран и 192 т – для стран с централизованно планируемой экономикой, т.е. всего 756 т/год [18].

**Таблица 1.**

**Гражданские регенерационные установки мира (исключая СССР и Китай)**

Действующие	Страна	Ввод в эксплуатацию	Мощность	
			т/сут	т/год
"Селлафилд, В-295"	Велико-британия	1964	5	1000
м. Ar. UP-2	Франция	1966/89	4	800
"Токай-Мура"	Япония	1977	0,7	140
"Тарапур"	Индия	1978	0,5	100
<b>Всего</b>				<b>2040</b>
Строящиеся и планируемые				
"Калпакхам"	Индия	1986	0,5	100
м. Ar UP-3А	Франция	1989	4	800
"Селлафилд"	Велико-британия	1992	4	800
"Рокассе-Мура"	Япония	1995	4	800
<b>Всего</b>				<b>2500</b>
<b>Итого</b>				<b>4540</b>

Строительство регенерационного завода в Рокассе-Мура, рассчитанного на переработку 800 т отработавшего топлива в год, будет завершено в намеченный срок, но ввод в строй второго завода, ранее планировавшийся на 2010г., откладывается на 20 лет.

Решение проблемы переработки и удаления радиоактивных отходов — непременное условие дальнейшего развития ядерной энергетики.

## **II. Методы переработки радиоактивных отходов**

Промышленно развитые страны ведут интенсивные работы по созданию новых хранилищ для захоронения высокоактивных отходов в глубоких геологических формациях. Для его реализации необходимо создание предприятий по переработке отходов с целью сокращения их объема и перевода в твердое состояние. Основным направлением решения данной проблемы стало строительство по остекловыванию высокоактивных отходов.

Первая в мире опытно-промышленная установка по остекловыванию высокоактивных отходов (ОВУА) АВМ производительностью 110 т/год была создана на заводе по переработке топлива UP-I в г. Маркуле во Франции [3].

Первые партии отходов остеклованы на опытной установке в Сакле в 1959 г.; с 1978г. действует полупромышленная установка в Маркуле, а в 1989г. на заводе по переработке (м. Ar) введен цех по остекловыванию-установка Р-7 (три производственные линии по 200 т/год каждая) [3]. На Р-7 остеклованные отходы помещают в контейнер объемом 175 м<sup>3</sup>, в котором содержится 400 кг стекла и II% отходов в виде продуктов деления [3].

Французская фирма Содета на своих предприятиях в Ла-Аге перерабатывает выгоревшее топливо, поступающее в виде ТВС из Японии, Германии, Швейцарии, Бельгии и Великобритании.

Завод по переработке отработавшего оксидного топлива тепловых реакторов (THORP) в Селлафилде (Великобритания) предназначен для переработки самого разного топлива с различной глубиной выгорания.

В России есть три крупных центра переработки отработавшего топлива и отходов с высоким уровнем активности - Челябинск-40, Красноярск и Томск. В Ч-40 находятся пять промышленных уран-графитовых реакторов, охлаждаемых водой, и промышленный тяжеловодный реактор, а также завод по переработке отработавшего топлива и демонстрационная установка по остекловыванию радиоактивных отходов; в Красноярске – три промышленных реактора и предприятия по переработке отработавшего топлива. В Томске действуют пять реакторов двойного назначения и завод по переработке топлива [9].

После почти десятилетней эксплуатации демонстрационной установки по остекловыванию радиоактивных отходов в 1987г. в состав комплекса Челябинск-40 вошла промышленная установка производительностью 500 л/ч, использующая фосфатную и боросиликатную стекломассы – без предварительной кальцинации. В комплекс Челябинск-40 входит хранилище для остеклованных отходов.

Контейнеры с отходами устанавливают в ячейки железобетонного массива, где они будут находиться в течение 20-30 лет до момента захоронения в соляных месторождениях или в гранитных геологических формациях. Охлаждение хранилища-воздушное с очисткой воздуха, сбрасываемого в атмосферу [9].

В 1978 г. в районе Томска построено предприятие по производству plutония для военных целей, которое получает сырье для переработки из Челябинска-40 [9].

## 2.1. Остекловывание

Одним из перспективных методов отверждения радиоактивных отходов является остекловывание. Стекло включает в себя практически все химические элементы, не разрушается под действием радиации, термически устойчиво и не растворяется в воде.

Среди матричных материалов боросиликатное стекло является одним из наиболее перспективных благодаря его высокой стойкости и гибкости состава. К такому заключению привели эксперименты, результаты которых показали, что изменение состава боросиликатного стекла за 5 лет хранения на открытой площадке наблюдается только в тонком приповерхностном слое. Глубина разрушения стекла составляет 15-30 мкм [20].

В настоящее время промышленное остекловывание внедрено только в России и во Франции [19].

С 1991 г. в ПО "Маяк" действует самая производительная в мире установка по обезвреживанию радиоактивных отходов. До 25 июня 1992 г. велась отработка процесса на модельных растворах, а с 25 июня 1992 г. начали переработку высокоактивных отходов. Электропечь ЭП-500/І уже выработала установленный проектами срок эксплуатации 3 года. За это время переработано 6300 м<sup>3</sup> высокоактивных отходов. Получено 460 м<sup>3</sup> (1200 т) стекла. Суммарная активность включенных в стекло радионуклидов составила 15 млн. Кюри [19].

Примерно 2/3 всего объема отходов, накопленных к настоящему времени в США, сосредоточено в Ханфорде. Предполагалось, что в 1995 г. появится реальная возможность захоронения 10<sup>5</sup> м<sup>3</sup> высокоактивных отходов в подземных хранилищах. Фирма "Вестингауз" в качестве основного подрядчика ведет работы по строительству и подготовке к вводу в эксплуатацию завода по остекловыванию радиоактивных отходов, который сооружается в Ханфорде. Это предприятие будет работать по технологии связывания отходов боросиликатной стекломассой с последующей герметизацией формируемых блоков в канистрах из нержавеющей стали. Заполненные канистры предполагают после временного хранения в Ханфорде передать на захоронение в федеральное хранилище, создаваемое в глубоких геологических формациях [13]. Планируемый срок пуска завода — 1999 г.

Основные составляющие завода в Ханфорде — технологические ячейки по переработке отходов в условиях полной автоматизации и дистанционного управления оборудованием, включая грузоподъемные устройства. В состав каждой ячейки входит плавильный агрегат для приготовления стекломассы, оборудование для остекловывания отходов, сварочные аппараты для герметизации канистр и оборудование для их дезактивации перед выходом из ячейки. Длина канистр составляет 3 м, диаметр — около 0.61 м.

Перед остекловыванием отходы будут предварительно обрабатывать для сокращения их объема и числа канистр при передаче на захоронение. Такая обработка предусматривает разделение отходов на две фракции. Около 2.10<sup>4</sup> м<sup>3</sup> высокоактивных отходов будет поступать на остекловывание, а остальные с более низким уровнем активности — на последующую переработку и захоронение в приповерхностных хранилищах.

Оборудование для остекловывания располагается в помещении плавильного агрегата (рис. 1).

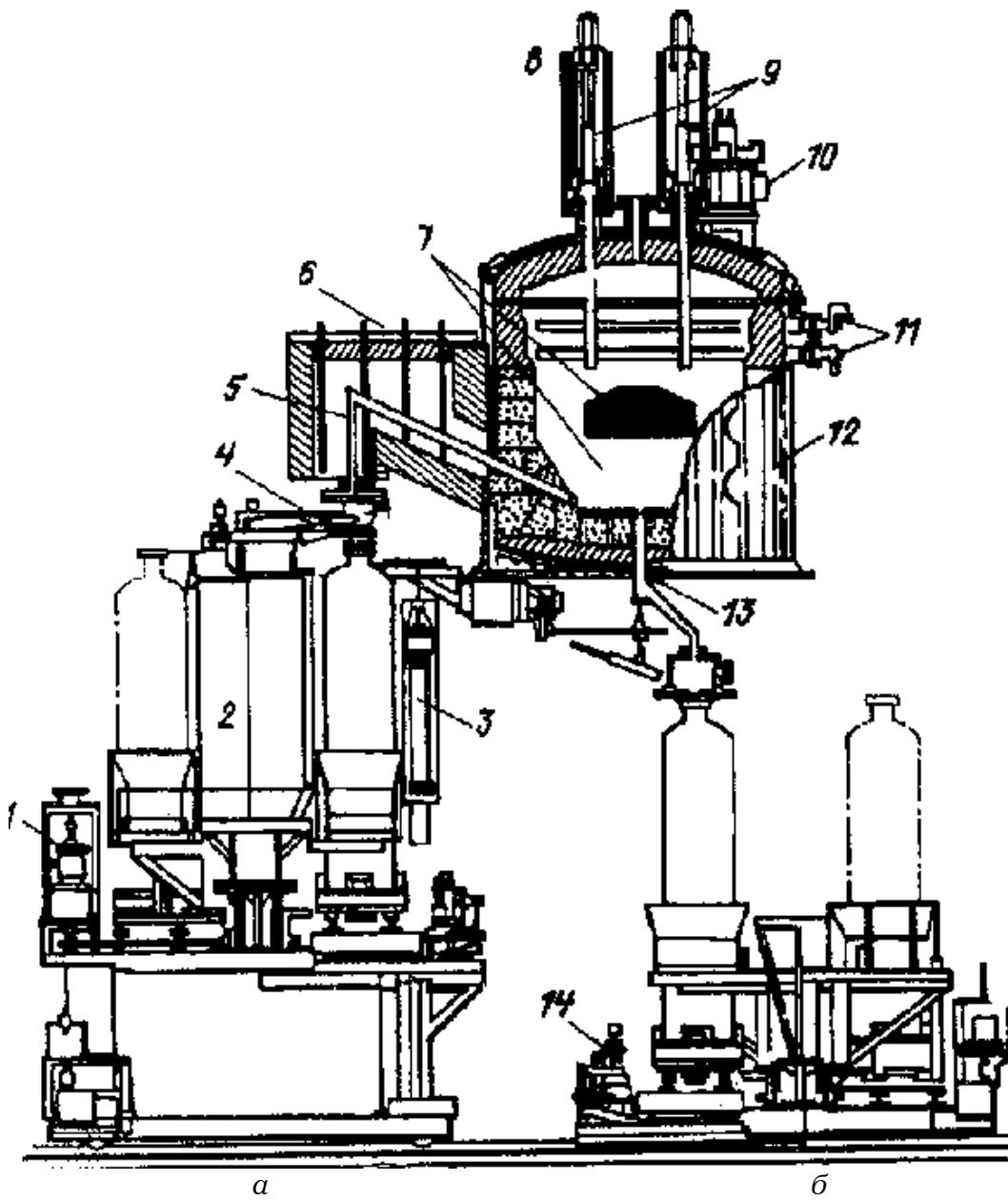


Рис.1 Принципиальная схема технологического процесса остекловывания радиоактивных отходов: а – поворотный стол для дренирования стекломассы из плавильного агрегата; б – поворотный стол для заливки стекломассы в канистры; 1 – приводной электродвигатель поворотного стола; 2 – детектор нейтронов; 3 – источник нейтронов; 4 – узел герметизации места подсоединения канистры к плавильному агрегату; 5 – патрубок для выпуска стекломассы из плавильного агрегата; 6 – подвижные подогреватели; 7 – электроды; 8 – плавильный агрегат; 9 – сопла для подачи предварительно обработанных радиоактивных отходов; 10 – система удаления газов из плавильного агрегата; 11 – нагреватели; 12 – рубашка охлаждения плавильного агрегата; 13 – клапан дренажного патрубка; 14 – ячейка загрузки канистр.

Он представляет собой емкость, облицованную изнутри тугоплавким материалом и снабженную рубашкой водяного охлаждения из нержавеющей стали, электродами для плавления стекломассы и соплами для подачи жидких радиоактивных отходов. Плавильный агрегат оборудован замкнутой телевизионной системой, контрольно-измерительными средствами, системой газоудаления, поворотным столом и патрубком для выпуска стекломассы, который подсоединяется к заполняемой канистре при помощи сильфонного герметизирующего устройства. При работе агрегата в него

постоянно подаются отходы (рис.2), подвергаемые остекловыванию, что позволяет получить стекломассу, насыщенную радиоактивными продуктами со скоростью 100 кг/ч. Повышенная температура расплава в ванне плавильного агрегата вызывает испарение жидкости, содержащейся в шламе, способствуя образованию "холодного" слоя на поверхности расплава, в котором накапливаются твердые частицы. Большинство твердых частиц превращаются в оксиды, растворяющиеся в расплавленной стекломассе. Канистры заполняются этой стекломассой под вакуумом. Заполненные канистры охлаждаются на поворотном столе и затем поступают на сварку.

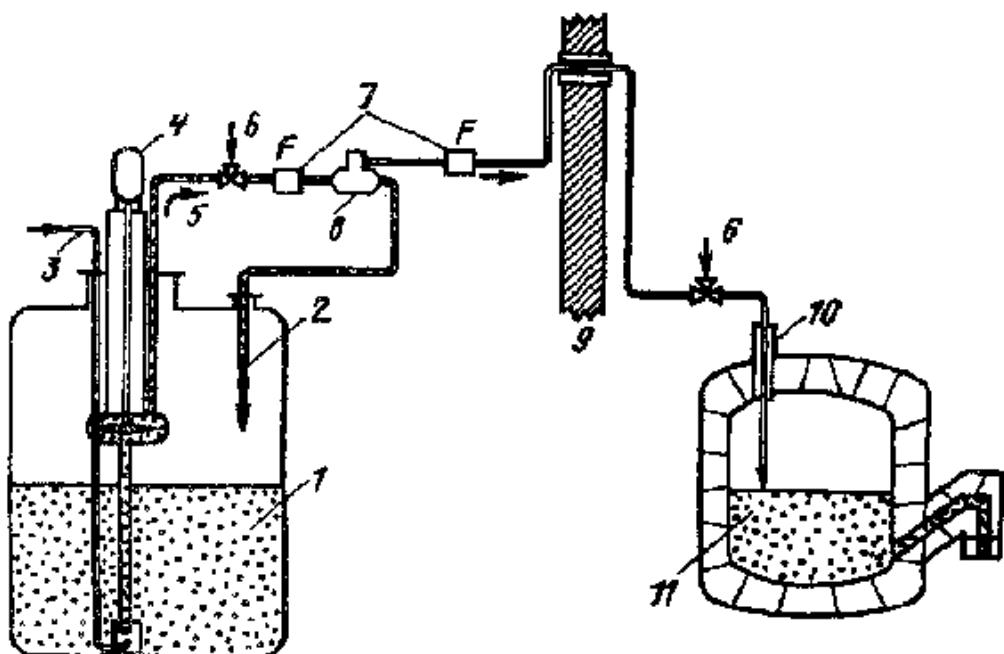


Рис.2 Схема подачи предварительно обработанных радиоактивных отходов в плавильный агрегат:  
1 – бак с радиоактивными отходами; 2 – разбрызгивающее сопло; 3 – от насоса подачи воды;  
4 – вариатор скорости вращения мешалки; 5 – рециркуляция; 6 – подача воды на промывку;  
7 – расходомер; 8 – фильтр-дозатор; 9 – стена ячейки; 10 – трубопровод подачи радиоактивных отходов; 11 – плавильный агрегат

Система дегазации позволяет удалять из зон формирования стекломассы, насыщенной радиоактивными продуктами, макрочастицы, химически активные газы и радионуклиды. Она соединяет плавильный агрегат с вентиляционной трубой. В нее могут попасть до 1% компонентов смеси радиоактивных отходов, подаваемых на остекловывание, и фритта из плавильного агрегата. Рабочая композиция в плавильном агрегате обрабатывается при высоком содержании оксида  $\text{NO}_3$ , который создает окислительную атмосферу, что приводит к образованию протонов йода и летучих форм рутения. Кроме того, в рабочем пространстве плавильного агрегата образуются соединения вида  $\text{NO}_x$ . Этот процесс необходимо подавлять [13].

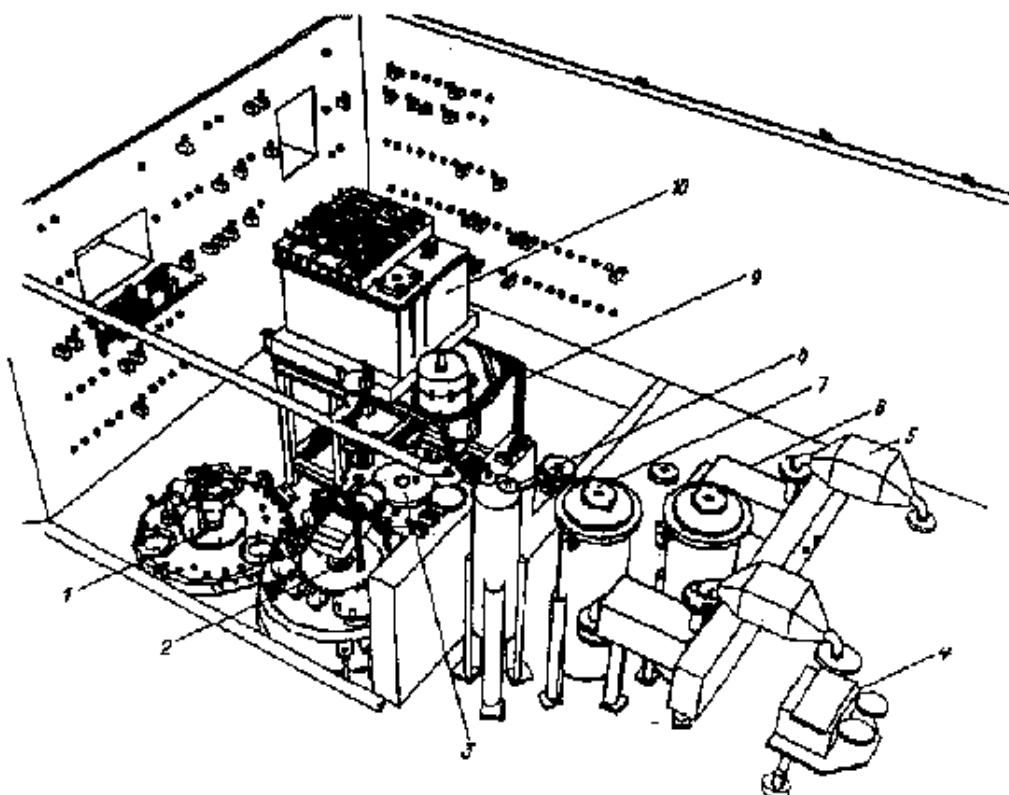
Газ, удаляемый из зоны формирования стекломассы, насыщенный радиоактивными продуктами, поступает в скруббер. Здесь происходит конденсация пара, охлаждение неконденсирующихся газов и осаждение некоторой доли макрочастиц. Далее газ поступает в осушитель, а оттуда через промежуточный подогреватель – на фильтры предварительной и тонкой очистки от аэрозолей.

Перед подачей канистр, заполненных стекломассой, на дезактивацию, к ним приваривают крышки. Для начальной дезактивации используют воду, а осушают их,

обдувая воздухом с добавкой абразивных присадок муравьиной кислоты и стеклянной фритты. После повторной промывки водой осущененные канистры поступают на контрольный пункт, где отсутствие радиоактивных загрязнений проверяют по мазкам, взятым с поверхности [13].

Еще одно предприятие по остекловыванию высокоактивных отходов будет создано в США в Уэст-Валли (шт. Нью-Йорк). Завод будет проводить отверждение жидких радиоактивных отходов с помощью боросиликатной стекломассы. Радиоактивные отходы будут смешивать с химикалиями, необходимыми для формирования стекломассы. Общий объем перерабатываемых отходов за одну кампанию составит около 2.3 млн. с содержанием нитрата натрия около 39% по массе и активностью до 16 млн. Кюри по радионуклиду  $^{137}\text{Cs}$  [13].

Поступающие на переработку отходы сначала проходят через ионообменные фильтры, где радионуклиды цезия задерживает щелочная ионообменная насадка. Остекловывание осуществляют в технологических ячейках, содержащих плавильный агрегат, и обслуживающее его оборудование (рис. 3).



*Рис.3. Общий вид технологической ячейки остекловывания радиоактивных отходов: 1 – бак для выдержки предварительно обработанных радиоактивных отходов; 2 – бак для концентрирования предварительно обработанных радиоактивных отходов; 3 – скруббер со слоем присадки; 4 – выходной нагреватель; 5 – фильтр предварительной очистки; 6 – подогреватель фильтра; 7 – накопитель; 8 – конденсатор; 9 – поворотный стол; 10 – плавильный агрегат*

Радиационная защита и несущие конструкции технологической ячейки имеют толщину стенки из бетонных блоков от 610 до 1220 мм и рассчитаны на воздействие сейсмических нагрузок.

Кроме технологической ячейки для размещения оборудования по остекловыванию радиоактивных отходов, в составе завода в Уст-Валли предусмотрены технологическая ячейка химической обработки, помещения для подготовки компонентов стекломассы, помещения системы управления и технологического контроля и т.п. [13].

Технология остекловывания для завода по переработке жидких радиоактивных отходов в Селлафилде (Великобритания) разработана на основе французского технологического процесса AVM, успешно используемого в течение 20-30 лет на заводе в Маркуле (Франция). Процесс AVM предусматривает следующие основные операции:

- обработку жидких радиоактивных отходов в обжигающей печи, где из них выпариваются вода и азотная кислота, а образующийся сухой порошок из солей азотной кислоты термически преобразуется в жидкую форму;
- смешение указанных оксидов со стеклянной фриттой и подачу этой смеси в плавильный агрегат, где она превращается в расплав стекломассы;
- розлив расплава стекломассы в канистры из нержавеющей стали;
- герметизацию канистр методом сварки и подачу их в промежуточное хранилище, где они охлаждаются циркулирующим в хранилище воздухом (рис. 4).

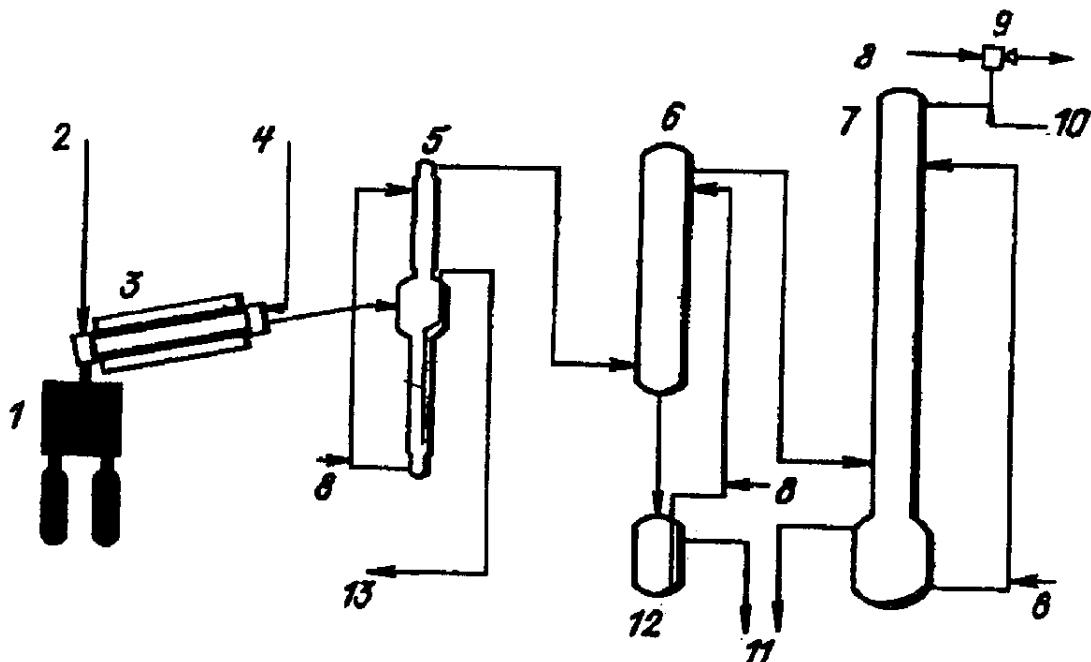


Рис. 4. Принципиальная схема технологического процесса остекловывания радиоактивных отходов; 1 – плавильный агрегат; 2 – подача стеклянной фритты; 3 – обжигающая печь; 4 – подача жидких высокоактивных отходов; 5 – скруббер для очистки от пыли; 6 – конденсатор; 7 – адсорбер для  $NO_x$ ; 8 – воздух; 9 – на вторичную обработку газа, поступающего из системы газоудаления; 10 – подача управляющего воздуха; 11 – к баку разбавления отходов с высоким уровнем активности; 12 – конденсатосборник; 13 – возврат в обжигающую печь

Перечисленные операции образуют непрерывный технологический процесс, который позволяет при подаче 39 л/ч жидких высокоактивных отходов получать 25 кг/ч расплавленной стекломассы. Жидкую стекломассу с периодичностью 1 раз в 8 ч заливают в канистры, остаточное тепловыделение в которых за счет радиоактивного распада составляет около 2 кВт [13].

Накопленные в Селлафилде 1250 м<sup>3</sup> радиоактивных отходов потребуют примерно 4200 ч работы по их остекловыванию на строящемся предприятии [13].

В отличие от французской технологии, на заводе в Селлафилде будет реализована концепция, заключающаяся в том, что для взаимодействия с высокоактивными отходами следует использовать оборудование без движущихся частей. Поэтому вместо механических насосов будут применять электронные установки и струйные насосы. Дополнительно к газоочистным средствам, предусмотренным французской технологией, на заводе в Селлафилде применяются электростатические установки для удаления твердых частиц перед подачей газов на скруббера и фильтры окончательной очистки. Будут усовершенствованы разъемные соединения в технологических системах, что необходимо для создания благоприятных условий для ремонтных работ. Предусматривается более глубокое резервирование оборудования. В промежуточном хранилище в Селлафилде канистры с остеклованными отходами будут охлаждаться за счет естественной циркуляции воздуха, а не принудительной вентиляцией. Практически содержание радиоактивных отходов в опытных образцах стекла, полученных по принятой на заводе в Селлафилде технологии, составляет 24-26% [13].

При выделении концентратов цезия из высокоактивных рафинадов после экстракции актиноидов перспективными материалами для его фиксации являются стекла, на основе которых могут создаться и мощные источники ионизирующего излучения, и блоки для захоронения. Для другой разновидности РАО-мелкодисперсных пульп различного происхождения заслуживающей внимания формой отверждения является керамика на основе природной глины [17].

Применительно к отверждению концентратов  $^{137}\text{Cs}$  представляют интерес алюмофосфатные стекла, которые по сравнению с боросиликатными позволяют вести синтез при более низкой температуре. Содержание окиси цезия в таких стеклах может доходить до 50-55% по массе [17].

Анализ свойств синтезированных цезийалюмофосфатных стекол с учетом температурно-временных условий их варки позволяет рассматривать эти материалы как заслуживающие серьезного внимания для отверждения концентратов  $^{137}\text{Cs}$  [17].

## 2.2.Битумирование

Для отверждения жидких РАО используют композитные материалы, в частности, битумно-солевые композиты (компаунды). Оптимальным при отверждении методом битумирования РАО считается солезаполнение, соответствующее объемному заполнению композита 0.2-0.3 [16]. Установлено, что при высоком солезаполнении происходит резкое ухудшение его водоустойчивости, а при меньшем влагосодержании расплава солей в собственной кристаллогидратной воде битумная эмульсия не образуется и качество компаунда ухудшается.

В России до настоящего времени для отверждения жидких РАО низкого и среднего уровня активности наибольшее применение получил метод битумирования. Процесс битумирования применяется и во многих странах с развитой ядерной энергетикой. В настоящее время в США, Франции, Швеции, Финляндии, Японии, Бельгии, Мексике, Словакии, Литве и других странах на АЭС в ядерных центрах эксплуатируется свыше двух десятков промышленных установок битумирования.

В России установки битумирования эксплуатируются на двух АЭС (Ленинградской и Калининградской), двух пунктах захоронения РАО. Завершается монтаж

оборудования на Балаковской АЭС. В настоящее время спроектированы и испытаны битуматоры трех типов: роторно-пленочный, трубчатый и шнековый, первые два находятся в промышленной эксплуатации, третий прошел стадию опытно-промышленных испытаний на Нововоронежской АЭС. Он состоит из двух узлов: концентратора типа прямоточного испарителя (УГУ-400) и двухшнекового смесителя (БУР-200). В ходе испытаний отработаны технологические режимы, позволяющие получать гомогенный битумный компаунд со степенью наполнения по слоям боросодержащих растворов около 40% по массе [21].

Оптимальным следует считать режим, при котором из прямоточного испарителя в смеситель поступает солевой концентрат с температурой кипения 115-120<sup>0</sup>С, т.е. влагосодержанием 15-20% по массе, что позволяет получить эмульсию и в дальнейшем гомогенный компаунд.

Отходы АЭС перерабатываются на тонкопленочных роторных битуматорах. На Ленинградской АЭС с РБМК эксплуатируются с 1984 г. аппараты типа РБ-1000-12 производительностью 400 л/ч, на Калининской АЭС с ВВЭР с 1989 г. – РБ-800-6 производительностью 200 л/ч. На двух нитках битумирования с роторно-пленочным аппаратом типа РБ-1000-10 с 1987 г. отваждаются жидкие радиоактивные отходы Игналинской АЭС в Литве [21]. Указанные установки могут эксплуатироваться в двух режимах: гомогенные отходы (солевые концентраты) перерабатываются в непрерывном режиме, гетерогенные – в периодическом.

При проведении процессов в непрерывном режиме отходы и битум подаются в верхнюю часть аппарата, где размещено распределительное устройство, формирующее такую пленку смеси упариваемых отходов с битумом, которая стекает по внутренней поверхности. Получение однородной битумной эмульсии упаренных отходов с матричным материалом способствует устойчивому режиму проведения процесса и образованию однородного битумного компаунда требуемого качества. Битумный компаунд, получаемый на Игналинской АЭС, характеризуется большой однородностью и мелкодисперсностью солевых включений. Это объясняется наличием в общей смеси отходов Игналинской АЭС прачечных стоков, содержащих поверхностно-активные вещества, которые стабилизируют эмульсию. Окончательное обезвоживание смеси и включение сухого остатка солей в битум проводится в нижней части аппарата. Поддержание температурного режима процесса в пределах 130-150<sup>0</sup> С в нижней части днища битуматора способствует получению битумного компаунда требуемой влажности, не превышающей 1%, и степени наполнения до 50% по массе (по солям). Опыт эксплуатации установок битумирования на Ленинградской и Игналинской АЭС показал, что при производительности по испаряемой влаге 375-425 л/ч этот режим обеспечивается при обогреве аппарата паром давлением 0.5-0.6 МПа. В процессе битумирования в компаунд переходит 99.99% радиоактивности, содержащейся в отваждаемых радиоактивных растворах [21].

На эксплуатирующихся в настоящее время на АЭС установках готовый битумный компаунд подается по трубопроводу и заливается в бетонные хранилища. При использовании в качестве матричного материала мягких битумов БНД 60/90 и БНД 90/130 и соблюдении оптимальной степени наполнения (40-45% по массе) температура в компаундоводке должна поддерживаться в интервале 100-120<sup>0</sup>С [21].

За время эксплуатирования установок битумирования на АЭС переработано 37 тыс.м<sup>3</sup> жидких отходов с концентрацией солей 250-540 г/л и удельной радиоактивностью 3.7.10<sup>5</sup> – 3.7.10<sup>9</sup> Бк/л. На хранение поступило около 19 тыс.м<sup>3</sup> битумного компаунда со степенью наполнения 30-50% и скоростью выщелачивания по 137 Cs <10<sup>-4</sup> (г/см<sup>3</sup> /сутки) [21].

Надо отметить, что перед утилизацией водных и жидких органических РАО, требуется предварительная очистка с помощью фильтрации. Для этого потребуются фильтрующие материалы с повышенной химической устойчивостью и продолжительным сроком службы (несколько лет), поэтому они должны хорошо регенерироваться и дезактивироваться. Как известно, полимерные материалы обладают значительной устойчивостью в агрессивных средах, поэтому интерес вызывают фильтрующие материалы на основе полипропилена и фторина, а также некоторые неорганические и металлические материалы (металлические порошки, базальтовые волокна, порошки корунда и др.), имеющие большую радиационную устойчивость. Эксперименты показали, что наибольшей химической устойчивостью обладает полипропиленовый нетканый материал. За время выдержки он не теряет эластичности. Фторлоновая ткань по химической стойкости в щелочной среде немного уступает паратексу. Базальтовое волокно устойчиво в растворах при умеренной температуре, однако добавление фторид-иона значительно снижает химическую стойкость. Наиболее устойчивыми являются металлические сферические порошки и порошки из электрокорунда марки 24АН63М. Убыль массы в год при контакте с  $3\text{MHN}_3$  составляет < 10% [24].

Другой важной характеристикой применимости фильтрующего материала является его способность дезактивироваться. Исследования показали, что, хотя полипропиленовый материал сорбирует радионуклиды, сам он достаточно полно может быть подвергнут дезактивации. Удовлетворительно можно дезактивировать и порошки.

Как фильтрующий материал в технологии регенерации отработавшего топлива используется и перлит, что приводит к появлению специфического вида РАО-перлитных пульп [17]. Эти пульпы, твердую фазу которых образует собственно перлит с задержанными в процессе фильтрации взвесями и нерастворимыми остатками, подлежат включению в надежную матрицу и захоронению. В качестве матричных материалов для фиксации отходов этого типа были использованы кембрийская и часовярская глины, первая из них является легкоплавкой, вторая имеет температуру спекания  $1030^{\circ}\text{C}$ , что позволяет получать на их основе изделия с плотным керамическим черепком (открытая пористость менее 5% по объему) при температуре обжига  $1000-1100^{\circ}\text{C}$ . Твердую фазу пульпы, подлежащую включению в керамику, моделировали перлитом Арагацкого месторождения или его смесями с соединениями, характерными для состава реальных пульп (табл.2.).

**Таблица2.**  
**Химический состав глины и перлита**

Компонент керамической массы	Состав, % по массе						
	$\text{SiO}_2$	$\text{Al}_2\text{O}_3$	$\text{Fe}_2\text{O}_3$	$\text{MgO}$	$\text{CaO}$	$\text{Na}_2\text{O} + \text{K}_2\text{O}$	$\text{TiO}_2$
Кембрийская глина	57.5-59.5	18.0-20.5	5.7-8.0	1.8-2.9	0.7-2.8	2.8-6.2	1.1
Часовярская глина	52.9-56.0	30.5-32.6	1.2-1.6	0.2-0.8	0.6-2.5	2.8-3.3	0.7-1.6
Арагацкий перлит	71.6	15.02	0.70	0.41	0.72	8.16	-

Результаты эксперимента дают возможность рассматривать природную глину как перспективную матрицу для фиксации мелкодисперсных, в частности, перлитных радиоактивных пульп [17].

## 2.3. Трансмутация долгоживущих радионуклидов

В рамках национальных программ обращения с отходами разработано несколько подходов к трансмутации долгоживущих радионуклидов. Япония, Франция имеют национальные научно-исследовательские программы искусственного превращения радионуклидов и продуктов деления. В США этим занимаются несколько групп ученых. Бельгия, Китай, Германия, Индия, Италия, Южная Корея, Нидерланды, Швеция и Швейцария ведут поисковые разработки. В частности, в США предполагается разделять отходы следующим образом: 1) актиноиды, 2) стронций и цезий, 3) технеций, 4) йод, 5) все остальные отходы. Стронций и цезий предполагается захоранивать отдельно в чехлах и остекленной форме в глубоких геологических формациях с исключением возможности утечек в течение нескольких лет [2].

В программе Японии радиоактивные отходы разделяются иначе: 1) актиноиды, 2) стронций и цезий, 3) технеций и группа платины, 4) все остальные отходы. Стронций и цезий, как и в американской программе, захоранивают, а актиноиды предлагается трансмутировать [2].

Выделение из выгоревшего топлива долгоживущих радионуклидов и их искусственное превращение в радионуклиды с относительно малыми периодами полураспада технически вполне возможно. Для этой цели предложено применение ускорителей с использованием реакций скальвания ядер, что позволит получить высокие плотности потока нейtronов исключительно для радиационного пережигания [4].

Актиноиды и другие виды отходов можно трансмутировать в быстрых и тепловых реакторах, а также в реакторах с промежуточным спектром.

Применение специальных тяжеловодных реакторов-выжигателей дает возможность трансмутировать не только актиноиды, но и продукты деления [2]. Такие реакторы обладают лучшими возможностями, чем быстрые по преобразованию актиноидов в полезные радионуклиды, например,  $^{237}_{\text{Np}}$  и  $^{241}_{\text{Am}}$  в  $^{238}_{\text{Pu}}$ .

Наряду с ядерными реакторами серьезно рассматривается использование ускорителей протонов, работающих в непрерывном режиме со средним током 300 мА и энергией протонов 1-1.5 ГэВ. Несомненный интерес представляют также ускорителидейtronов и тритонов [2].

Применение ускорителей протонов для трансмутации основано на комбинировании ускорителя с подкритическим реактором в качестве мишени — так называемые электроядерные реакторы [2].

В США ведутся исследования по выделению радиоизотопов америция и лантаноидов.

В настоящее время во Франции ведутся работы по минимизации выхода вторичных продуктов за счет добавок некоторых диамидов. На рис. 5 приведена схема технологического процесса выделения изотопов нептуния и америция из выгоревшего топлива (Франция), а на рис. 6 дана принципиальная схема установки для искусственного превращения долгоживущих радионуклидов в стабильные и короткоживущие, разрабатываемой в Лос-Аламосской научной лаборатории США [4].

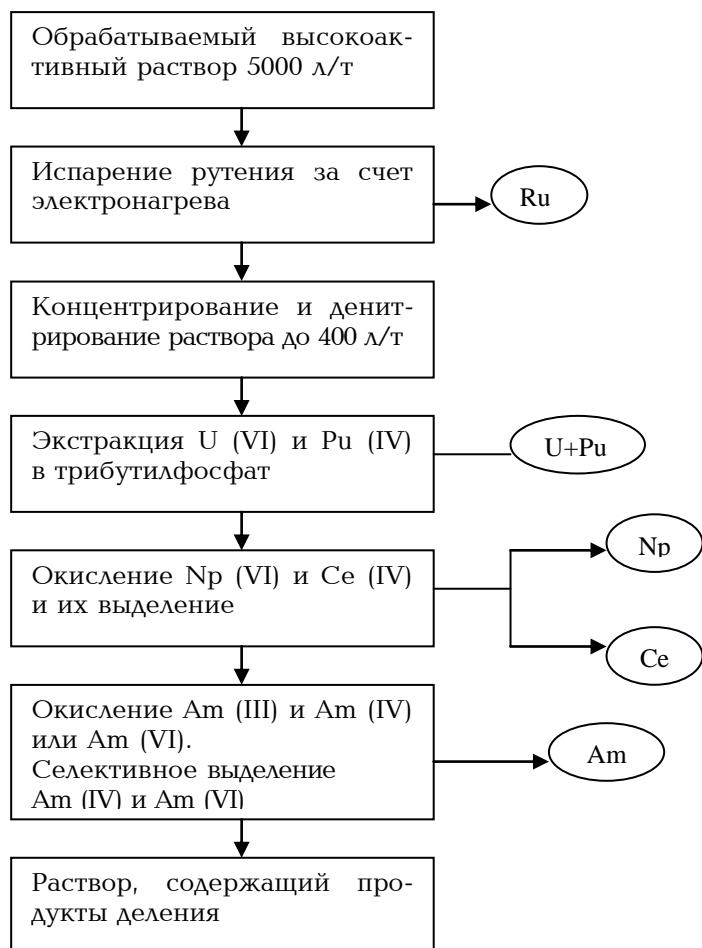


Рис. 5. Схема технологического процесса выделения изотопов нептуния и америция из выгоревшего ядерного топлива

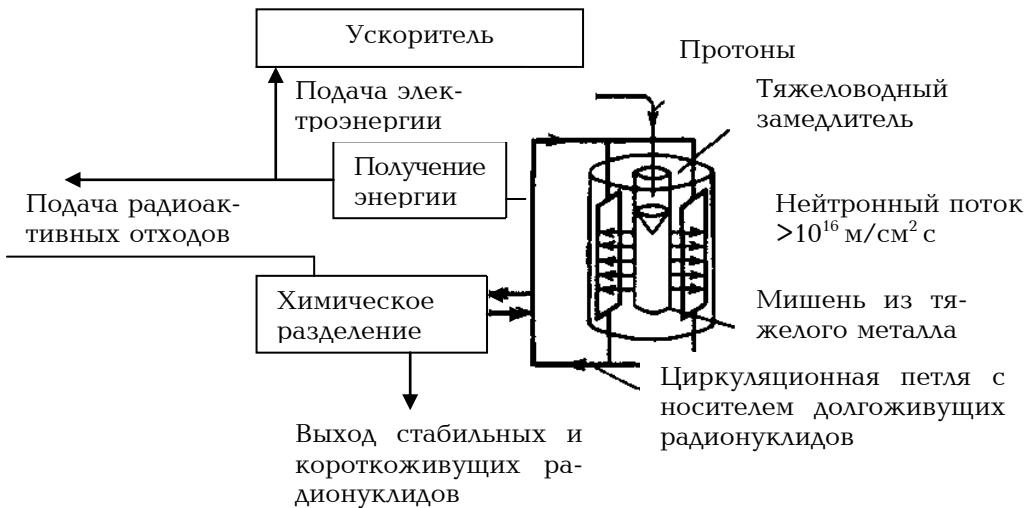


Рис. 6. Принципиальная схема установки для искусственного превращения долгоживущих радионуклидов в стабильные и короткоживущие, разрабатываемой в Лос-Аламосской научной лаборатории (США).

Общее представление о снижении потенциальной опасности хранения высокоактивных отходов разными способами их переработки дают графики, приведенные на рис. 7 и 8.

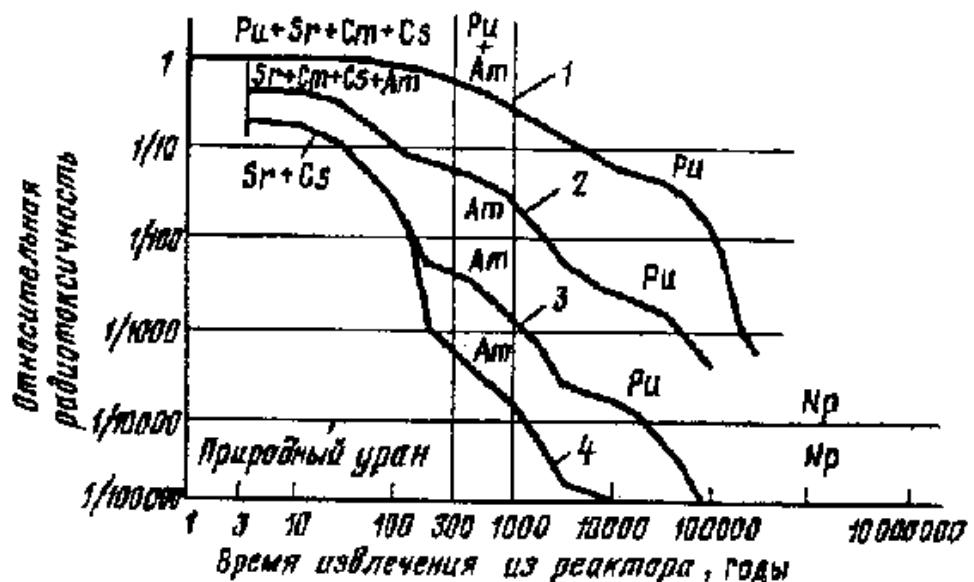


Рис. 7. Сопоставление потенциальной опасности, связанной с радиотоксичностью высокоактивных отходов и выгоревшего топлива при различных методах обработки: 1 – после выгорания в водоохлаждаемых реакторах до глубины 33 ГВт·сум/t 235 U (обогащение 3.5%); 2 – после 3-летней выдержки и остекловывания; 3 – после выделения актиноидов (уменьшение активности в 10 раз); 4 – после выделения актиноидов и продуктов деления (уменьшение активности в 100 раз)

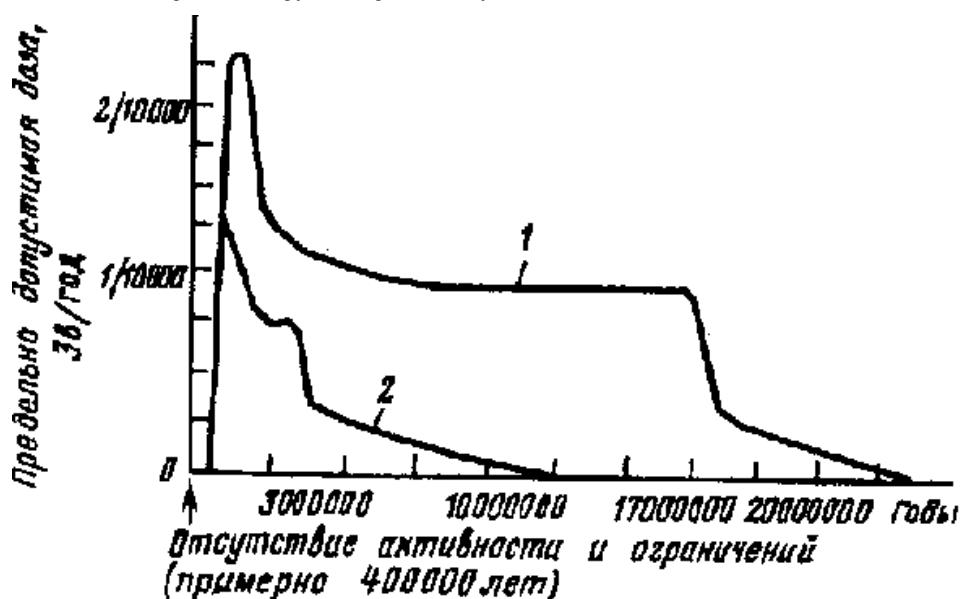


Рис. 8. Изменение доз облучения и ограничения при хранении остеклованных высокоактивных отходов: 1 - при выделении актиноидов; 2 – при выделении и искусственном превращении актиноидов в другие элементы (уменьшение активности в 100 раз)

## **2.4. Плутоний**

Актуальным сегодня является вопрос оружейного плутония. И это понятно — идет процесс разоружения, вследствие чего накопится огромное количество плутония, а значит надо решить проблему его утилизации или захоронения.

Комитет по контролю над вооружениями Академии наук США провел исследование возможных путей удаления 50 т плутония, который должен образовываться в результате демонтажа ядерного оружия. Наиболее перспективным признано сжигание плутония в действующих или модернизированных энергетических реакторах либо его остекловывание в большие стеклянные блоки вместе с ОВУА [8].

Довольно привлекательным признано также захоронение плутония в глубоких подземных скважинах. Однако это рискованно и обойдется очень дорого.

По мнению Комитета, в случае сжигания плутоний должен использоваться в однократном цикле в действующих или усовершенствованных гражданских энергетических установках, в частности, в американских реакторах, российских ВВЭР-1000 и реакторах типа CANDU. Не следует исключать возможность утилизации российского оружейного плутония в европейских и японских реакторах, уже получивших лицензии на работу на смешанном оксидном топливе (МОХ) [8].

В России для переработки 50 т оружейного плутония в отработанное топливо в последующие 30 лет потребуется 9 реакторов типа ВВЭР-1000 [8].

Поскольку в настоящее время в России работают только 7 ВВЭР-1000, необходимо будет построить новые реакторы, либо задействовать некоторые из 9 ВВЭР-1000, эксплуатируемых на Украине [8].

Можно значительно ускорить этот процесс в обеих странах, задействуя меньшее количество реакторов, если использовать топливную загрузку, целиком состоящую из МОХ.

По сообщениям, на заводе по изготовлению МОХ проектной мощностью около 100 т тяжелого металла в год (что достаточно для полной загрузки четырех ВВЭР-1000) в Челябинске-65 выполнено около 50% строительно-монтажных работ.

Германская компания "Сименс" предложила построить для этой цели точную копию своего завода по изготовлению МОХ в Ханау. Заинтересованность в строительстве завода по изготовлению МОХ для сжигания излишков оружейного плутония выразила также Французская компания "Кожема".

Оружейный плутоний представляет неоспоримую угрозу режиму международной безопасности, поэтому необходимо действовать быстрее.

## **2.5. Резка, уплотнение и транспортировка РАО**

Важным является также вопрос уменьшения объема твердых РАО, в частности ТВС (тепловыделяющие сборки). Для решения этого вопроса разработан механический метод резки отработавших ТВС.

На рис. 9 и 10 показана схема механического измельчения ТВС по методу двойного реза.

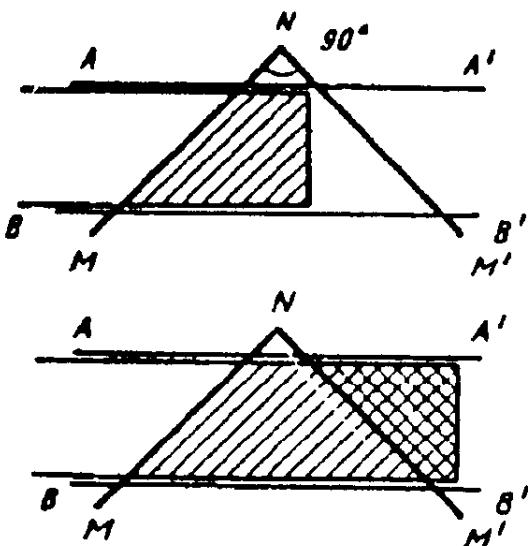


Рис. 9. Схема измельчения ТВС методом двойного реза

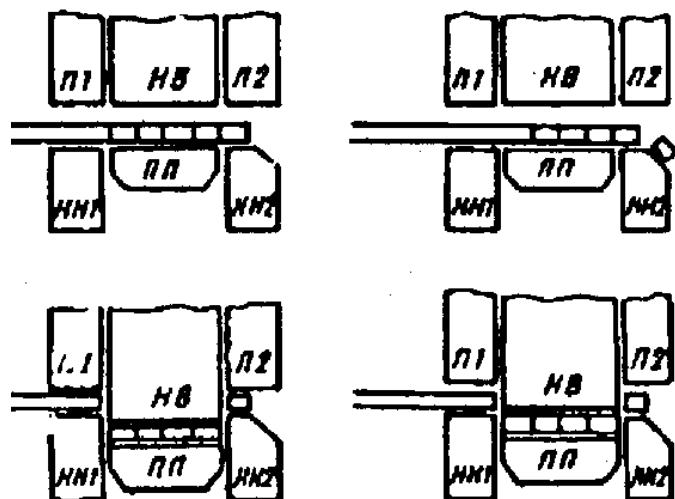


Рис. 10. Последовательность движений узлов ножниц

На рис. 11 приведена зависимость ряда параметров от угла к оси ТВС, под которым выполняется рез. Все кривые даны в относительных величинах, за единицу измерения принимаются соответствующие параметры при  $2d=90$  [22]. Размер нарезанных кусков зависит от типа подаваемых на резку ТВС, либо стержневых, либо пластинчатых (трубчатых).

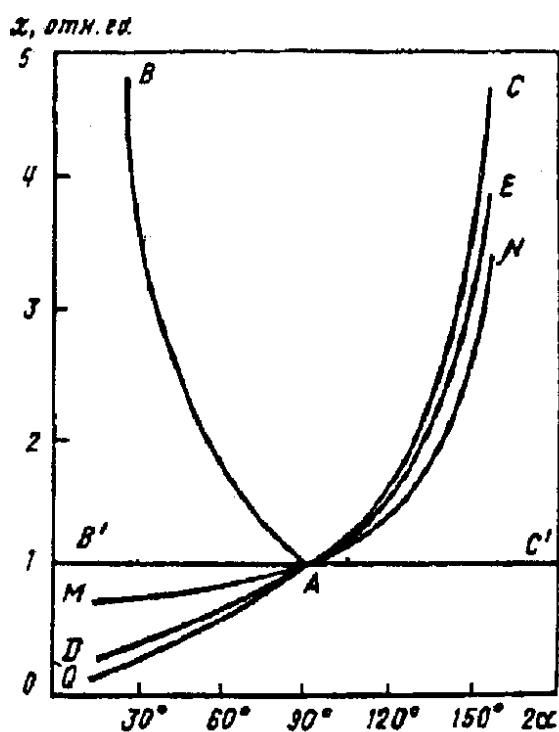


Рис. 11. Влияние угла между режущими кромками ножей на некоторые характеристики резки

Разработано промышленное оборудование для резки различных по геометрии отработавших ТВС АЭС с максимальным размером под "ключ" до 175 мм. В настоящее время агрегат резки успешно работает на ПО "Маяк" [22].

Для продления возможности складирования отходов необходимо использовать наиболее эффективные методы их уплотнения перед отправкой на захоронение. Оптимальным способом уплотнения является механическое прессование под большим давлением или суперпрессование [14]. Оно представляет собой процесс существенного уменьшения объема ОНУА путем механического прессования контейнеров с отходами (как правило, бочек емкостью 200 л) в форме при сжимающем усилии до 2 тыс.т. Конечный продукт иногда называют "хоккейной шайбой".

Суперпресс может представлять собой стационарную установку или монтироваться на нескольких прицепах и использоваться на разных АЭС.

Метод прессования был опробован на АЭС "Траусвит" и "Хинкли - Пойнт" и в Технологическом центре в Уинфирте. Центральное электроэнергетическое управление Великобритании заключило контракт с западногерманской фирмой НРА на использование коммерческого суперпресса, уже отработавшего около 7400 бочек с ОНУА в ФРГ, Испании и Швейцарии.

Отходы на АЭС "Траусвит" делятся на горючие и негорючие (что примерно соответствует мягким и твердым отходам). При обработке суперпрессом коэффициент уменьшения объема мягких отходов составил от 5:1 до 10:1, твердых – от 3:1 до 8:1. В контейнер загружали более 200 "шайб", т.е. суммарный коэффициент уменьшения объема отходов составил 4.6 [14].

По окончании работ на АЭС "Траусвит" суперпресс дезактивировали и перевезли на АЭС "Хинкли - Пойнт". В течение 8 суток работы пресса обработано 338 бочек с ОНУА. Максимальная производительность в нормальном режиме составила 90 бочек/сутки [14]. После работ на "Хинкли - Пойнт" пресс был отправлен в Уинфрит. Здесь в среднем в стандартные контейнеры загружали по 160 "шайб", при максимальном числе 191. За 15 суток спрессовали 1201 бочку. В целом объем отходов, отправляемых на складирование в Дрийт, был уменьшен на 360 м<sup>3</sup>.

Отходы ОНУА ядерного комплекса в Дунрее обрабатываются собственными силами. Был закуплен суперпресс со сжимающим усилием 2 тыс. т у голландской фирмы "Fontijne BV".

В настоящее время на первом заводе РТ ПО "Маяк" успешно функционирует система импульсного пневматического транспортирования, которая разработана на основании исследований и экспериментов.

В обычном пневмотранспорте существенным недостатком является возможность возникновения пробок в трубопроводе из перемещаемого материала, которые затем трудно ликвидировать. Транспортирование отдельных порций ведет к перерасходу газа и энергии. Особенно это существенно при транспортировании материалов с высокой удельной плотностью [23].

Эти недостатки с сохранением преимущества пневмотранспорта удается устранить при использовании импульсного пневматического транспортирования.

На рис. 12 приведена схема экспериментальной установки импульсного пневмотранспорта.

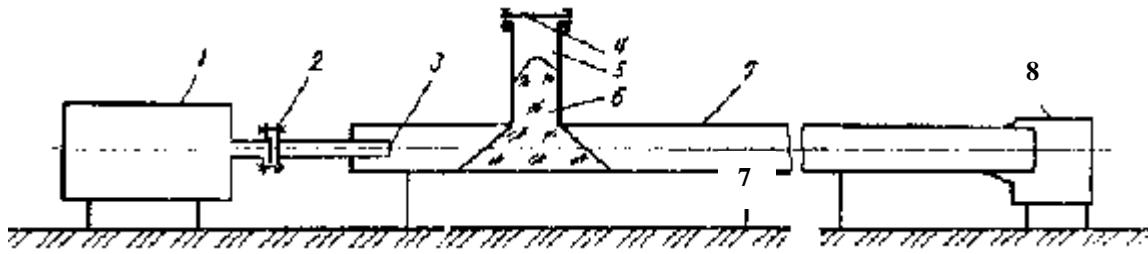


Рис.12. Схема экспериментальной установки импульсного пневматического транспортирования:  
1 – ресивер; 2 – клапан; 3 – сопло; 4 – крышка; 5 – бункер; 6 – металлические куски; 7 – трубопровод; 8 - приемник

Одним из важнейших направлений решения проблем удаления РАО является транспортировка отходов к постоянному или временному месту их захоронения.

Бюро по управлению РАО гражданской ядерной программы (OCRWM) США приняло четырехэтапную программу разработки безопасных, рациональных и экономичных транспортировочных средств нового поколения.

При рассмотрении пяти предварительных проектов для дальнейшей их разработки на условиях полного финансирования ДОЕ выбраны контейнеры для автомобильных перевозок (LWT) фирмы "Дженерал атомикс" и для железнодорожных и морских перевозок (R/B) фирмы "Бабкок-Уилкокс", а также два проекта LWT фирмы "Вестинггауз" и R/B фирмы "Ньюклеарэштуаренс" (NAC) на условиях частичного финансирования. Новые контейнеры предполагается выпустить на рынок к 1998 г. Все эти контейнеры предназначены для перевозки отработавшего топлива, выдержанного или находившегося вне реактора в течение 150 суток.

В настоящее время фирма "Дженерал атомикс" изготавливает в уменьшенном масштабе прототип контейнера, предназначенного для перевозки семи ТВС BWR или 4-х ТВС PWR по шоссейным дорогам [4].

Предварительные проекты предусматривают существенное увеличение емкости контейнеров: LWT – до трех-четырех ТВС PWR и семи-девяти ТВС BWR и R/B - до 21-26 ТВС PWR и 48-52 ТВС BWR [10].

Один из путей увеличения емкости контейнеров (до 50-100% - LWT и до 75-125% - R/B) – повышение глубины выгорания топлива. Вес контейнеров близок к предельно допустимому (25 т для LWT и 100 т для R/B), несмотря на широкое применение новых, легких деталей, в том числе и в конструкции амортизаторов. В нескольких проектах используются сотовые алюминиевые амортизаторы. Одна из фирм разрабатывает амортизаторы на основе композиционного материала Kevlar в тонкой стальной защитной обшивке. Kevlar занимает обычную массивную стальную оболочку, уменьшая вес амортизаторов на 40% [10].

На рис. 13 приведена основная конструкция контейнера R/-100, разрабатываемого фирмой "Бабкок-Уилкокс". Он служит для железнодорожных и морских перевозок.

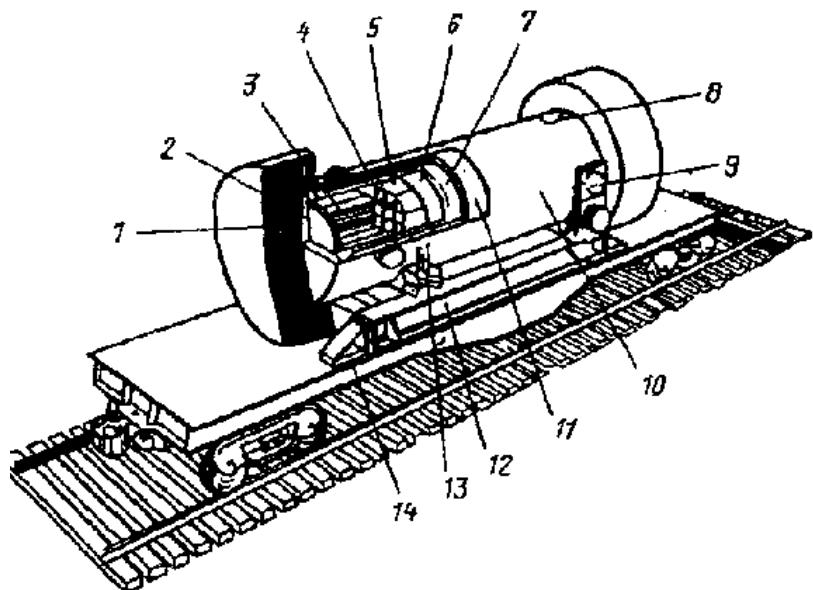
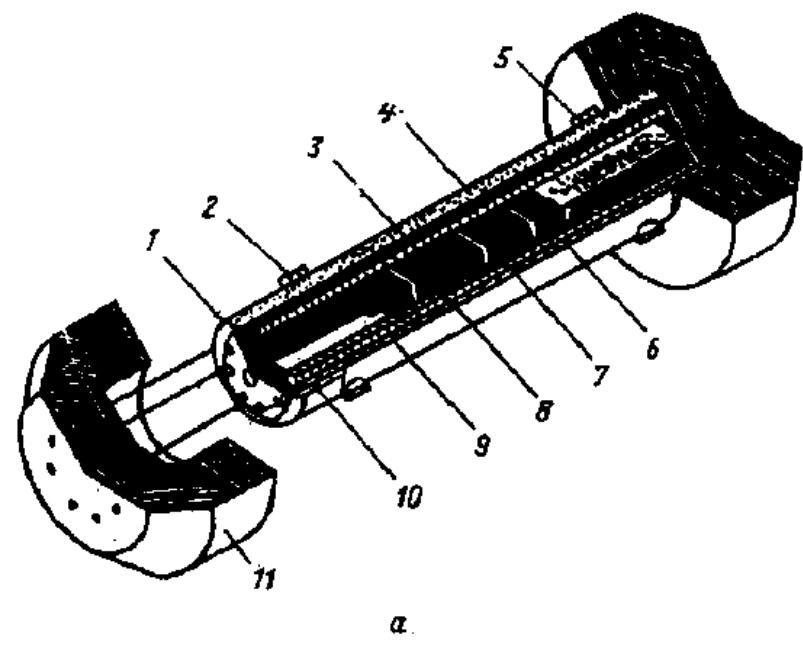


Рис. 13. Контеинер BR-100 для железнодорожных, водных перевозок; 1 – крышка; 2 – защитная пробка; 3 – ТВС; 4 – полость, вмещающая 21 ТВС PWR и 52 ИБС BWR; 5 – съемная топливная корзина; 6 – внутренняя обшивка из коррозионно-стойкой стали; 7 – свинцовая защита от  $\gamma$ -излучения; 8 – заглушки (варианты размещения цапф); 9 – съемные цапфы; 10 – внешняя обшивка из коррозионно-стойкой стали; 11 – тепловая защита от нейтронного потока; 12 – съемная подставка, пригодная для установки на морском и железнодорожном транспорте; 13 – кронштейн; 14 – прокладка

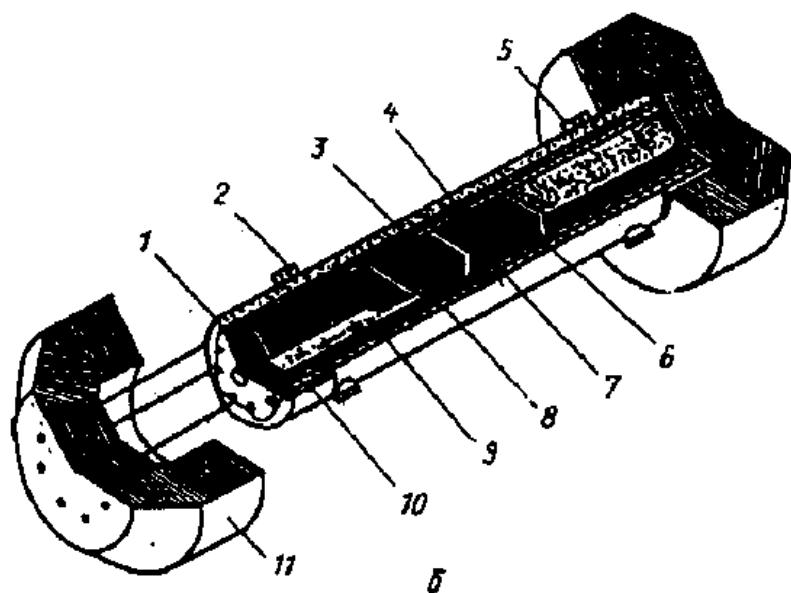
Корпус контейнера представляет собой два концентрических цилиндра, изготовленных из коррозионно-стойкой стали, приваренных сверху к кованому фланцу крепления из такой же стали и снизу – к кованным плитам. Крышка прикреплена к нему болтами из никелевого сплава повышенной прочности. Между цилиндрами находится несколько слоев борированного цемента и свинца, защищающих от нейтронного и  $\gamma$ -излучений. В целях герметизации крышка изготовлена из коррозионно-стойкой стали повышенной прочности и оснащена двумя эластомерными уплотнительными кольцами.

На торцах контейнера находятся амортизаторы, изготовленные из бальсы и красного дерева и облицованные эпоксипластом Kevlar. Этим материалам отдано предпочтение ввиду их энергопоглощающих свойств, что в итоге позволяет уменьшить ударные нагрузки на контейнер при аварии. Топливные корзины, изготовленные в основном из анодированного алюминия и бор-алюминия в целях регулирования критичности, имеют несколько ячеек для твэлов. ТВС отделены от крышки защитной пробкой из свинца, плакированного коррозионно-стойкой сталью. При всех проектных условиях эксплуатации контейнера BR-100 осуществляется без использования принудительного охлаждения, дополнительных приспособлений и источника питания.

На рис. 14 приведена конструкция контейнеров GA-4 и GA-9, разрабатываемых фирмой "Дженерал атомикс".



*a.*



*б*

Рис. 14. Контейнеры GA-4 (а) и GA-9(б): 1 - крышка; 2 - цапфа; 3 - опорная конструкция для ТВС; 4а – твэлы PWR (9 шт.). 4б – твэлы TWR (9 шт.). 5 – цапфа; 6 – облицовка из коррозионно-стойкой стали; 7 – защита от  $\gamma$ -излучения обедненного урана; 8 – корпус; 9 – защита от нейтронного излучения; 10 – коррозионно-стойкая оболочка; 11 – съемный амортизатор

В США нашла поддержку идея создания универсального контейнера как для хранения выгоревшего топлива на территории АЭС, так и для перевозок с использованием дополнительной транспортной тары по внутригосударственным дорогам, хранения в подземных централизованных временных хранилищах, а после замены транспортной тары – перевозки и захоронения в постоянном подземном хранилище на длительное время. Представители атомной промыш-

ленности считают вполне реальным его разработку и получение лицензии на эксплуатацию и начало серийного производства в 1998 г.

Еще один проект двухцелевого контейнера разрабатывает фирма "Сакраменто муниципл утилити дистрикт"(SMUD). Он предназначен для размещения 24 ТВС горизонтально в корпусе из нержавеющей стали, устанавливаемом в железобетонный защитный модуль.

Во Франции выбран путь модернизации контейнеров.

В Канаде на АЭС "Пикеринг" для сухого хранения выгоревшего топлива предполагают использовать контейнеры из нержавеющей стали в защитной оболочке из железобетона [4].

### III. Хранение и захоронение РАО

Захоронение высокоактивных отходов представляет наиболее трудную проблему заключительного этапа ядерного топливного цикла, т. к. даже незначительная по объему утечка из подземного могильника вследствие высокой удельной активности может представлять экологическую опасность. Поэтому при проектировании могильника в соответствии с рекомендациями Международной комиссии по радиационной защите возможность проникновения радионуклидов в биосферу должна быть сведена к разумному минимуму, т.е. должна быть настолько низкой, насколько это достижимо с учетом социальных и экономических факторов. Изоляцию должны обеспечивать несколько барьеров [25].

Первым является консервирующая матрица, в которую заключаются отходы. Степень надежности этого барьера оценивается экспериментально.

Второй барьер – металлический контейнер, в который помещаются отходы. К контейнерам предъявляются требования химической совместимости с заключенными в них отходами, прочности, коррозионной стойкости. Основная характеристика контейнера – время, в течение которого он сохраняет целостность, и подземные воды не контактируют с заключенными в нем отходами.

Третий барьер – материал, заполняющий пространство между контейнером и стенками подземной выработки (скважины), куда помещают контейнеры. Таким материалом может быть, например, бентонит или специально приготовленные минеральные смеси. Назначение заполняющего материала многоцелевое: уменьшить тепловое воздействие контейнера на вмещающие породы, затруднить к нему доступ подземных вод, буферировать химический состав поровых растворов и способствовать перераспределению вокруг контейнера механических напряжений, сорбировать выщелачиваемые радионуклиды.

Последним и главным барьером, обеспечивающим экологическую безопасность подземного могильника с высокоактивными отходами, является толща горных пород, отделяющая их от биосфера. При изучении геологических барьеров основная задача состоит в обосновании выбора участка для строительства подземного могильника, решение которой представляет сложную проблему [25].

Общие требования к приповерхностным хранилищам с средне- и низкоактивными отходами те же, что и к глубоким могильникам высокоактивных отходов. В этом случае во внимание принимаются сейсмическая опасность, угроза наводнений, оползней, селевых потоков и др. Одним из опасных процессов, угрожающих приповерхностным хранилищам, является их периодическое подтопление при сезонных колебаниях уровня свободной поверхности

подземных вод. Поэтому хранилище рекомендуется располагать или в зоне аэрации выше зеркала грунтовых вод, или ниже его в зоне полного водонасыщения.

В 1991 г. во Франции был принят закон о программе исследований по окончательному удалению высокоактивных и  $\alpha$ -содержащих отходов, рассчитанный на 15 лет [3]. Планируется одновременно изучать свойства глубоких геологических формаций на основе опыта создания подземных лабораторий, возможности снижения опасности отходов путем выделения из них долгоживущих  $\alpha$ -излучающих радионуклидов и перевода их в короткоживущие или стабильные изотопы (трансмутация) и разрабатывать способы надежного кондиционирования и изоляции отходов.

Для отходов первой категории (ОНУА И ОСУА) во Франции выбрана концепция приповерхностного хранения, учитывающая относительно большую скорость уменьшения активности содержащихся в них материалов. Концепция опробована при эксплуатации в г. Манше (1969г.) [3].

По нормативным требованиям безопасности время существования хранилища делят на три периода:

- эксплуатация, включая строительство, заполнение ячеек и окончательное закрытие поверхности хранилища грунтом;
- контроль и наблюдение;
- снятие с эксплуатации и возвращение территории в нормальное землепользование.

Например, хранилище в Манше рассчитано на 535000 м<sup>3</sup> ОНУА И ОСУА. Прием отходов прекращен с 1992г. С 1994 г. началась окончательная засыпка его грунтом, подготовка ко второму периоду начата в 1991г. и включала проверку и укрепление галерей и дренажных систем, а также асфальтирование поверхности над ячейками. Защитные барьеры хранилища располагаются сверху вниз: биологический барьер (растительный покров, уплотняющие материалы); дренажная система N1 (песок и дренажные трубы); непроницаемый барьер (слой асфальта); крыша над ячейками хранения (уплотняющие материалы).

В 1985 г. было создано второе хранилище в Сулен Дюн. Оно рассчитано на ежегодный прием 20000-25000 м<sup>3</sup> отходов. При заполнении 424 ячеек, из которых уже созданы 24, оно вместит 1 млн. м<sup>3</sup> отходов и будет заполнено в 2025 г. Затраты на сооружение составили 1200 млн. фр. [3].

Хранилище в Ла-Аге загружено полностью и исчерпано в установленный период наблюдения в течение ближайших 300 лет, после чего активность находящихся в нем отходов станет настолько малой, что площадку хранилища можно вернуть в повседневное пользование без каких-либо ограничений.

В 1992 г. хранилище в Ла-Обе приняло первую партию отходов (ОНУА и ОСУА) [6].

Наиболее общим подходом к решению проблемы с высоким уровнем удельной активности является поиск подходящих геологических формаций для строительства подземных хранилищ. Это направление преобладает в программе строительства хранилищ для РАО, реализуемых в США, Германии, Франции, Японии и ряде других стран.

Первые мероприятия по созданию хранилища для ОВУА во Франции проведены в 1983-1985 гг. Был составлен перечень 28 потенциально подходящих для этой цели зон с различными геологическими условиями в разных частях страны. В начале 1987 г. были одобрены Министерством промышленности

четыре площадки для проведения работ — в отложениях глины вблизи Монкорна, в гранитных формациях вблизи Нюви-Буэ, в сланцевых формациях вблизи Сержэ и в соляных отложениях вблизи Бур-эн-Брессе. Но работы были приостановлены под давлением населения.

В США программа создания хранилищ для отходов с ОУВА предусматривает строительство большого хранилища в Юкских горах (шт. Невада), которое должно быть закончено к 2010 г. [9].

Но возникла серьезная проблема, связанная с отказом шт. Невада от размещения подобных объектов на своей территории. Тем не менее, подготовительные работы начаты. Но прием отходов от энергетических фирм к 1998 г. (как намечалось по программе) сомнителен [7]. Соответственно рассматриваются возможности корректировки программы управления ОУВА. Имеется в виду строительство временного склада для контролируемого хранения отработавшего топлива (NRS) на федеральной земле и разработка универсальных контейнеров для хранения, транспортировки и захоронения топлива.

Необходимость крупномасштабного хранилища для РАО диктуется тем, что к 2010 г. более 80 АЭС страны исчерпают возможности хранения выгоревшего топлива на своих площадках. К указанному сроку количество отходов с высоким уровнем активности достигнет 12000 т [9].

В Японии эту проблему предпочитают разрешить остекловыванием отходов и дальнейшим размещением в охлаждаемых воздухом хранилищах (рис. 15), расположенных в северных районах страны, где они будут храниться не менее 50 лет при периодическом осмотре. Хранилище рассчитано на прием контейнеров, транспортируемых на морских баржах. Масса одного контейнера 120 т. Он содержит 14 канистр с остеклованными отходами. Хранилище способно принимать в год 250 канистр, если работа будет продолжаться 8 ч/сутки и 250 суток/год. Ячейки хранилища имеют модульную структуру и размещены в подземном бетонном блоке, рассчитанном на прием до 2500 канистр [9].

Конструктивное исполнение защитных барьеров хранилища предусматривает отсутствие миграции радиоактивных веществ в случае их аварийного выхода. Конструкция хранилища должна противостоять заданным сейсмическим нагрузкам. Прием отходов на постоянное хранение будут производить после 9 лет предварительного хранения для снижения остаточного тепловыделения до приемлемого уровня. Для уменьшения возможности выноса радиоактивных веществ с наружных поверхностей канистр потоками охлаждающего воздуха предусмотрено размещать их в герметических трубах-капсулах.

Наиболее крупным хранилищем в Восточной Германии является хранилище ZAB в Грейфсвальде (рис. 16), спроектированное советскими специалистами, где выгоревшее ядерное топливо, полученное с АЭС "Рейнсберг" и "Грейфсвальд", должно было храниться 5 лет до вывоза его в СССР для последующей переработки. К концу 1990 г. здесь было сосредоточено 2400 ТВС. В хранилище предполагалось загрузить еще 2300 ТВС [9]. Ведутся работы по увеличению емкости ZAB до 8064 ТВС. Для перевозок отходов в ZAB используют специальную железнодорожную платформу с транспортным контейнером ТК-С30 (рис. 17), спроектированную в Германском институте ядерного топлива (г. Фрейберг).

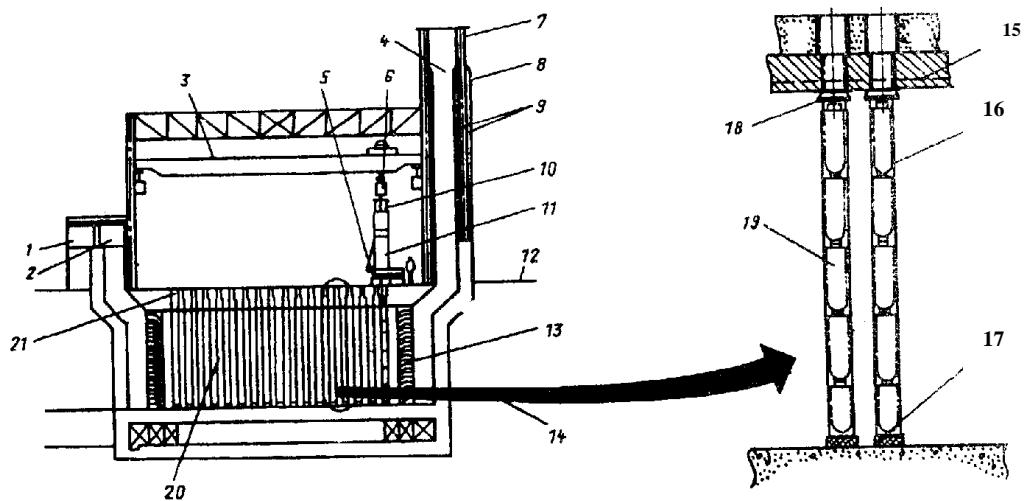


Рис. 15. Одна из секций рабочих ячеек хранилища с трубами-капсулами для загрузки канистр с радиоактивными отходами:

1 – защитная решетка воздухозабора; 2 – фильтр для очистки воздуха, подаваемого в хранилище; 3 – мостовой кран грузоподъемностью 60 т; 4 – выхлопная труба системы вентиляции; 5 – поворотная площадка грузоподъемностью 60 т; 6 – устройство для управления шибером биологической защиты; 7 – защитная решетка на выхлопной трубе; 8 – труба сбора воздуха из системы вентиляции; 9 – металлический кожух; 10 – подъемное устройство; 11 – контейнер для приема блока шибера биологической защиты; 12 – нулевая отметка; 13 – жалюзийный затвор из стали с гальваническим покрытием; 14 – более детальный вид выделенного места; 15 – вентиляционный трубопровод; 16 – герметизируемая труба-контейнер для загрузки стальных канистр с отходами; 17 – изолирующая плита фундамента из нержавеющей стали; 18 – сильфоны из нержавеющей стали; 19 – канистра с отходами высокого уровня активности 20 – поток воздуха; 21 – пробка биологической защиты в полу

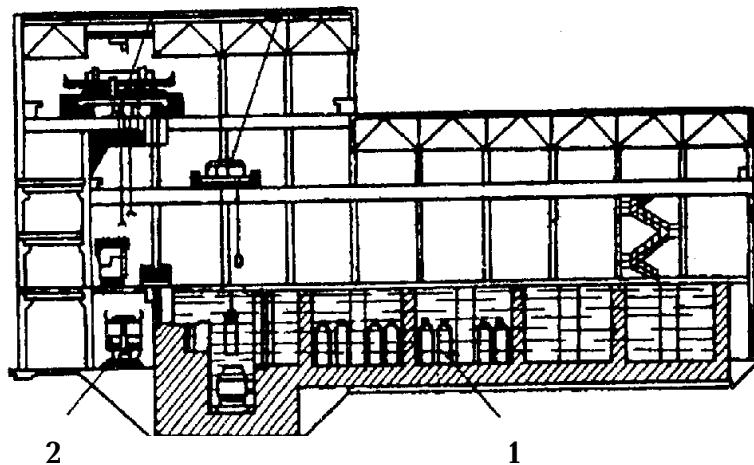


Рис. 16. Внутренние помещения хранилища ZAB:1 – корзины с топливными сборками; 2 – железнодорожная платформа с транспортным контейнером ТК-С30; 3 – подвижный кран грузоподъемностью 125 т; 4 – подвижный кран грузоподъемностью 15 т

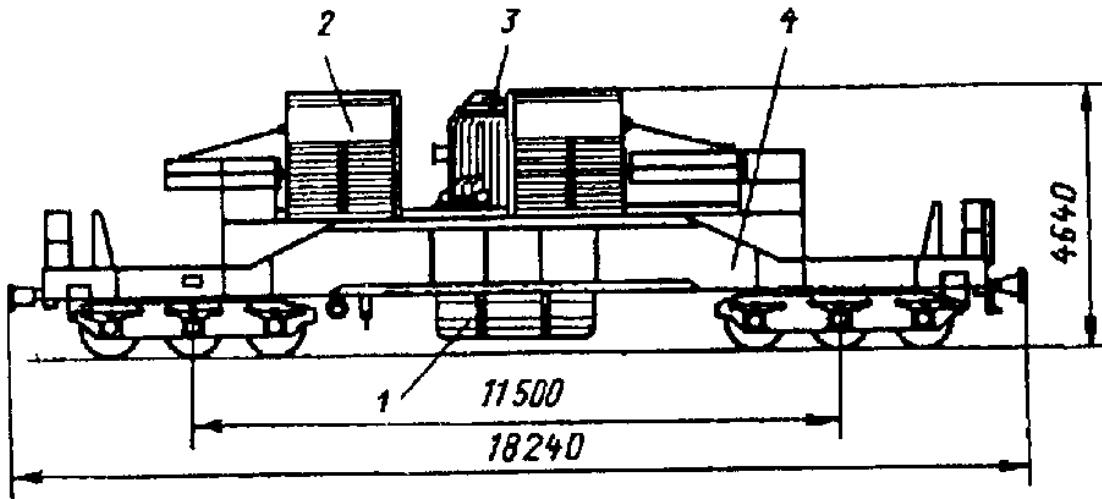


Рис. 17. Железнодорожный транспортный контейнер ТК-С30; 1 – нижний экран радиационной защиты; 2 – крыша, выполняющая роль защиты; 3 – контейнер С30; 4 – железнодорожная платформа

В Западной Германии осуществляют программу создания промежуточных и постоянных хранилищ для радиоактивных отходов. С 60-х годов принята концепция захоронения радиоактивных отходов в глубоких геологических формациях, что объясняется высокой плотностью населения, климатическими особенностями и приемлемыми геологическими условиями для сооружения подземных хранилищ. Процедура лицензирования подобных объектов предусматривает увязку интересов всех заинтересованных сторон и максимальную гласность при обсуждении и принятии решений.

В середине 90-х годов предполагается сдать в эксплуатацию хранилище "Конрад", которое расположено в Нижней Саксонии. Оно имеет глубину от 800 до 1300м и отличается отсутствием воды, что особенно важно для хранения РАО. Более того, здесь существует естественный защитный геологический барьер-слои, обогащенные глиной, расположены над зоной предполагаемого захоронения РАО и малопроницаемы для подземных вод. Здесь будут хранить отходы с незначительным тепловыделением.

Могильник "Конрад" спроектирован на базе заброшенной железнодорожной шахты. В шахте имеется два вертикальных ствола диаметром 7 м, доходящих до глубины 1000 и 1200м соответственно. Эти два шахтных ствола могильника имеют различное назначение: ствол N1 предназначен для транспортировки персонала, подачи свежего воздуха в галереи и подъема породы, вынимаемой для сооружения новых подземных камер: N2 – для транспортировки упаковок с отходами и вытяжки воздуха из подземных выработок. Принятый принцип разделения грузопотоков дает возможность в комплексе наземных сооружений (рис. 18) резко сократить зону потенциально возможных радиоактивных загрязнений за счет концентрирования всех "чистых" операций в районе ствола N1.

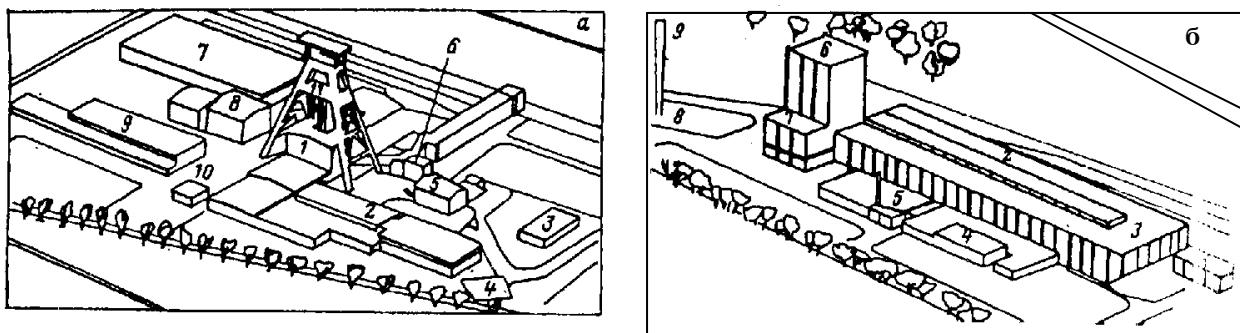


Рис. 18. Макет наземных сооружений шахт могильника "Конраг". Шахта N1 (а): 1 – здание над шахтой; 2 – бытовые помещения; 3 – административный корпус; 4 – здание охраны; 5 – южный ангар машин шахтного подъемника; 6 – конвейер установки измельчения, перемещения и загрузки; 7 – склады; 8 – северный ангар машин шахтного подъемника и трансформаторная; 9 – мастерские и пульт управления; 10 – центральная котельная; 11 – шахтный подъемник. Шахта N2 (б): 1 – установки осушения; 2 – перегрузочный зал; 3 – мастерские и помещения спецобработки; 4 – санпропускники, прачечная и лабораторные помещения; 5 – вспомогательные установки; 6 – башня подъемника; 7 – здание над шахтой; 8 – вентиляционный ангар; 9 – гиффузор газоотводной трубы

Подземные сооружения, планируемые для захоронения ОНУА и ОСУА, расположены на четырех горизонтах (рис. 19):

поля V и Va	на глубине 800-850 м;
поля VIб	на глубине 1000-1100м;
поля I,II и VIa	на глубине 1100-1200м;
поля I,IV и VI	на глубине 1200-1300м.

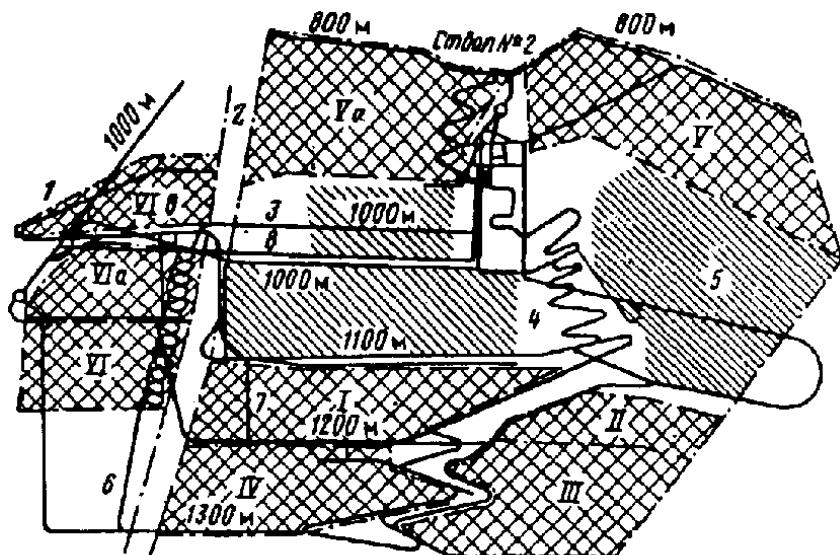


Рис. 19. Расположение полей захоронения (I - VI) и транспортных коридоров в подземных выработках могильника "Конраг" (параллельная штриховка – неиспользуемые зоны): 1 – граница шахты; 2 – долина р. Блекенштедт; 3 – параллельная узкоколейная трасса; 4 – южный серпантин (пангус); 5 – южный уклон; 6 – западное пересечение; 7 – наклонная штольня; 8 – западный уклон

Расстояния, которые необходимо преодолеть под землей от ствола N2 до этих полей, составляют от 500 до 6000 м. Площадь поля V, с которого начнется заполнение могильника, позволит принимать все ОНУА и ОСУА в стандартных упаковках в течение первых 8 лет эксплуатации [11].

Длина камер-штолен 1000 м, сечение – 40 м<sup>2</sup> (высота 6, ширина 7 м). Упаковки в компактной конфигурации размещают в 3 яруса (рис. 20).

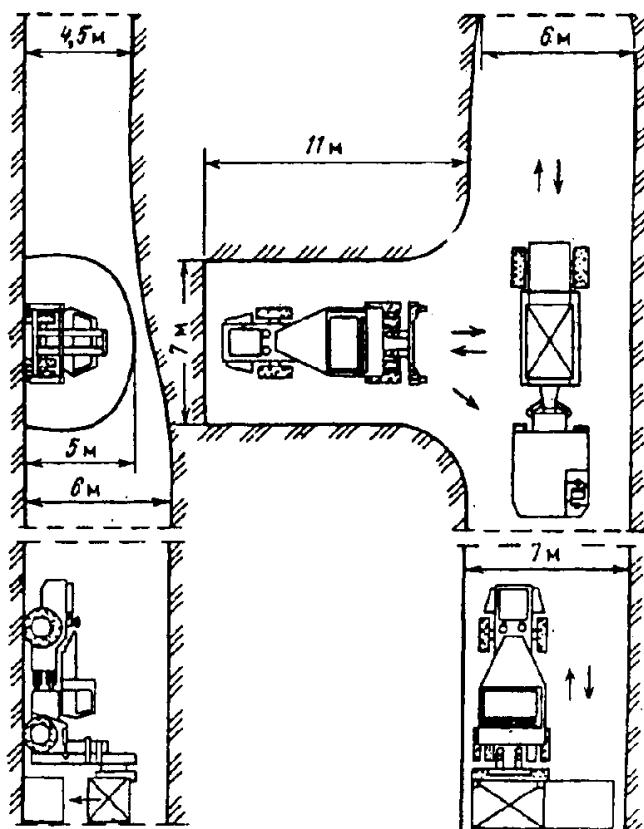


Рис. 20. Процедура перемещения контейнера в подземных выработках и камерах для захоронения отходов

Цилиндрические контейнеры размещают в штольнях в горизонтальном положении. После загрузки оставшееся пространство вокруг контейнера сложенных в три яруса упаковок с отходами, которое составляет около 40% всего объема штольни для отходов, будет забито адсорбентом-заполнителем. Заполненную штольню намечено изолировать от транспортной галереи и основной вентиляционной системы забивкой последнего, оставленного свободным, участка штольни (около 25 м) ранее вынутой породой до плотности, не превышающей плотность вмещающих пород [11].

В 1977 г. была выдвинута идея создания хранилища РАО в соляных копях близ Горлебена. Детальные сведения о геологических формациях в зоне указанных соляных копей будут получены к концу века, а эксплуатацию нового хранилища-могильника в Горлебене можно начать до 2008 г. [9]. Здесь будут захоронены все виды тепловыделяющих РАО, включая непереработанные твэлы ВТНР в мощном соляном куполе, разведенном на глубине 260-2200 м.

Здесь будут использоваться скважины большого диаметра, пробуренные в подземной соляной шахте и не оснащенные обсадными трубами или металлическими лайнераами.

Все виды ОСУА будут поступать на захоронение в стандартных 400-литровых бочках с вкладышем, имеющим свободный внутренний объем около 330 л (рис.21, а).

Для непереработанных ОСУА был рассмотрен также вариант 200- литровых бочек с вкладышем (рис. 21 б). В них предполагалось загружать до 105 кг ОСУА (при этом ее масса достигала 0.5 т).

Для отработавших шаровых твэлов реактора AVR предполагается использовать иную форму стандартного контейнера-каинстры из нержавеющей стали диаметром 55,9 см и высотой 100 см (рис. 21 в), геометрически подобные применяемым французской фирмой СОСЕМА для остекловывания ОВУА. В каждой такой канистре размещается 950 твэлов диаметром 6 см.

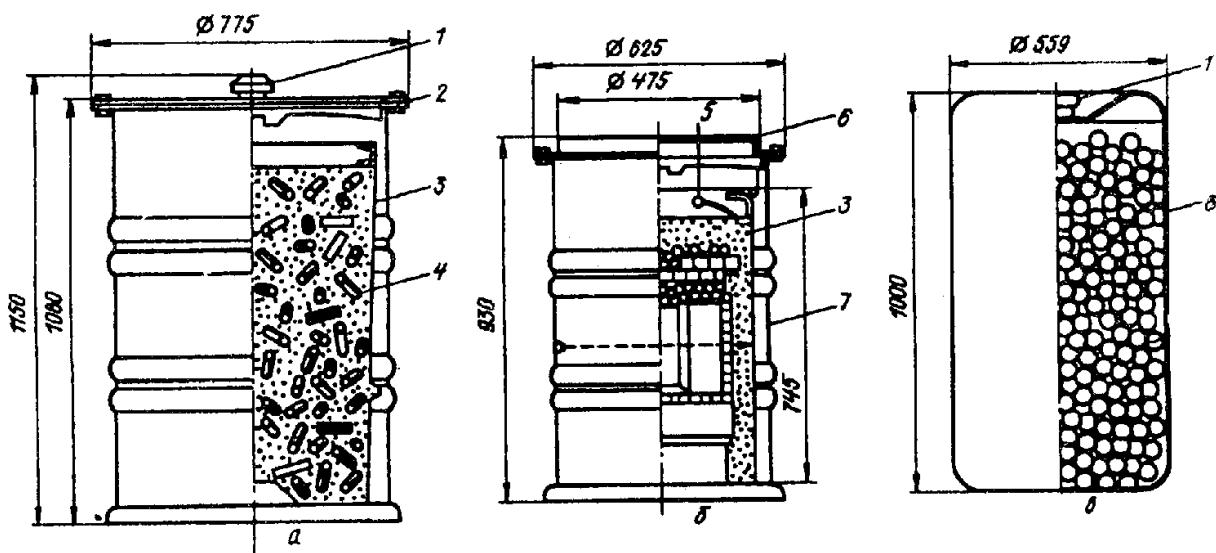


Рис. 21. Разрезы стандартизованных бочек для ОСУА на 400 л (а) и 200 л (б) и контейнера для отработавших шаровых твэлов (в): 1 – грибообразный прилив; 2 – усиленная крышка; 3 – вкладыш; 4 – оболочки цилиндрических твэлов, цементированные во вкладыше; 5 – байонетный захват для загрузки и извлечения вкладыша; 6 – крышка со съемным кольцом; 7 – металлическая бочка; 8 – канистра из нержавеющей стали; 9 – твэлы, насыпанные в канистру

На территории бывшей ГДР в соляных копях близ Марслебена будет расположено централизованное общегерманское хранилище для отходов ОНУА и ОСУА, поступающих главным образом с АЭС и предприятий по производству радиоизотопов. Здесь построено и эксплуатируется с 1981 г. хранилище емкостью около 13500 м<sup>3</sup> для твердых и жидкых отходов. Хранилище отлично эксплуатируется свыше 10 лет.

## Выводы

Человечество вряд ли избежит широкомасштабного использования ядерной энергии, т.к. она играет весомую роль в общем энергетическом балансе. Выше было отмечено, что ее установленная мощность в будущем столетии должна составлять не менее 2000 ГВт, а это значит нужно иметь соответствующее

количество регенерационных установок, перерабатывающих заводов, хранилищ и могильников.

Регенерационные установки необходимы, т.к. при однократном использовании топлива природного урана хватит менее чем на 20 лет.

Перерабатывающих заводов пока очень мало, в основном они есть во Франции, России и есть строящиеся. А РАО накопилось очень много и, если принять во внимание, что мощность ядерной энергетики должна составить 2000 ГВт, то можно представить, какое огромное количество отходов накопится. Следовательно, встает вопрос об их скорейшей переработке и захоронении, что связано с большими проблемами.

Пока самым перспективным из методов переработки является остекловывание ввиду большой химической стойкости и эластичности стекла. Оно в себе содержит почти все химические элементы и сорбирует радионуклиды.

Необходимо решить вопрос строительства хранилищ и могильников.

При проектировании могильника в соответствии с рекомендациями Международной комиссии по радиационной защите возможность проникновения радионуклидов в биосферу должна быть сведена к разумному минимуму.

Изоляцию должны обеспечивать несколько барьеров.

В случае приповерхностных хранилищ, кроме барьеров, во внимание принимаются также сейсмическая опасность, угроза наводнений, селевых потоков и др.

Необходимо решить оба аспекта проблемы захоронения РАО-технический и общественный. Для этого необходимы совместные усилия всех стран.

В последние годы разработаны постановления директивных органов об утверждении порядка инвентаризации и учета мест и объектов добычи, транспортировки, переработки, использования, сбора, хранения и захоронения радиоактивных веществ и источников ионизирующего излучения. Один из этапов в решении этой проблемы – обращение с радиоактивными отходами: их учет в процессе сбора, переработки, захоронения, который на современном научно-техническом уровне требует создания интегральной базы данных, способной хранить и обрабатывать большие объемы первичных сведений [26].

Основной задачей концептуального проектирования базы данных является анализ общих информационных требований и формирование первоначального варианта информационной модели [26].

Анализируя вышеизложенное, можно сделать вывод, что для Армении решением проблемы РАО является их вывоз за пределы республики, с применением высококачественных (безопасных) канистр и контейнеров для перевозок.

## Литература

1. Викторов В. В. Перспективы развития ядерной энергетики в Европе. — Атомная техника за рубежом, 1993, N8, с. 3-9.
2. Благоволин П. П., Казарицкий В. Д., Киселев Г. В., Лазарев И. В., Чувило И. В. Трансмутация долгоживущих радиоактивных отходов энергетики. — Атомная энергия, 1991, том. 70, вып. 6, с. 380-385.
3. Колесникова Н. М. Программа обращения с радиоактивными отходами во Франции. — Атомная техника за рубежом, 1993, N7, с. 3-6.
4. Румянцев В. В. Безопасность перевозок радиоактивных материалов. — Атомная техника за рубежом, 1993, N9, с. 13-22.
5. Векслер Л. М. Критерии безопасности захоронения РАО. — Атомная техника за рубежом, 1993, N10, с. 7-9.
6. Гуа Ж. К. Ядерная энергетика, радиоактивные отходы и общественное мнение. Французский опыт. — Атомная техника за рубежом, 1993, N12, с. 14-19.
7. Краткие сообщения. Атомная техника за рубежом, 1993, N12, с. 14-19.
8. Плутоний: утилизировать или остекловывать — Атомная техника за рубежом, 1994, N9, с. 7-8.
- Pu: recicle or vitrify. — Nuclear Engineering Journal. 1994, N477, p. 12.
9. Кузнецов В. В. Переработка и хранение радиоактивных отходов. — Атомная техника за рубежом, 1991, N11, с. 3-7.
10. Коутс К., Генри К., Чепмен Р., Лейк У. Новые контейнеры для транспортировки отработавшего топлива. — Атомная техника за рубежом, 1991, N11, с. 17-19.
11. Сивинцев Ю.В. Проект "Конрад" по захоронению радиоактивных отходов в ФРГ. — Атомная техника за рубежом, 1991, N4, с. 8-15.
12. Сивинцев Ю. В. Проект "Горлебен" по захоронению радиоактивных отходов в ФРГ. — Атомная техника за рубежом, 1991, N4, с. 8-15.
13. Румянцев В. В. Развитие технологии переработки и хранения радиоактивных отходов. — Атомная техника за рубежом, 1991, с. 18-21.
14. Финчер С., Прайс М., Рикард Л. Применение метода суперпрессования радиоактивных отходов в Великобритании. — Атомная техника за рубежом, 1991, N3, с. 31-32.
15. Былкин Б. К., Иноземцев Ю. Н., Федосеенков А. Н., Хрулев А. А. Методы и оборудование переработки твэлов ВТГР. — Атомная техника за рубежом, 1991, N2, с. 3-8.
16. Ожован Н. В. К вопросу влияния солезаполнения битумносолевых композитов на их водоустойчивость. — Атомная энергия, 1991, т. 70, вып. 2, с. 130-131.
17. Алой А. С., Вишневский А. С., Кузнецов Б. С., Трофименко А. В., Фадеев И. С. Включение концентратов цезия и мелкодисперсных пульп в стеклоподобные и керамические материалы. — Атомная энергия, 1991, т. 70, вып. 2, с. 85-88.
18. Хефеле В. Энергетические системы и ядерная энергетика в XXI веке. — Атомная техника за рубежом, 1991, N7, с. 13-18.
19. Микушин В. Челябинск-65: новое производство по переработке радиоактивных отходов. — Деловой Урал, 1994, 26.01-1.02, N2.

20. Кропочев В. В., Ожован М.И., Соболев И. А. (Мос. НПО "Радон"). Лазерный масс-спектрометрический анализ остеклованных радиоактивных отходов при длительном хранении. — Атомная энергия, 1994, т. 77, вып. 2, с. 129-134.
21. Борзунов А. И., Захарова К. П., Масанов О. Л., Орлова А. А., Поляков А. С. (ВНИИНМ им. А. А. Бочвара). Опыт битумирования жидких радиоактивных отходов. — Атомная энергия, 1994, т. 77, вып. 6, с. 466-467.
22. Войцеховский Б. В., Истомин В. Л., Митрофанов В. В. (Ин-т гидродинамики им. М. М. Лаврентьева СО РАН). Механическое измельчение ТВС АЭС методом двойного реза. — Атомная энергия, 1994, т. 77, вып. 3, с. 189-193.
23. Истомин В. Л. Импульсное пневматическое транспортирование металлических радиоактивных отходов ТВС АЭС. Атомная энергия, 1994, т. 77, вып. 3, с. 231-232.
24. Карета В. И., Кулемин В. В., Журин В. П., Уфимцев В. П., Шевцов П. П., Сахарова И. П. Очистка жидких радиоактивных отходов фильтрованием через полимерные, базальтовые и порошковые материалы. — Атомная энергия, 1994, т. 77, вып. 5, с. 350-356.
25. Лавров Н. П., Канцель А. В., Лисицын А. К., Омельяненко Б; И., Пэк А. А., Сельцов Б. М., Филоненко Ю. Д. Основные задачи радиогеоэкологии в связи с захоронением радиоактивных отходов. — Атомная энергия, 1991, т. 77, вып. 6, с. 523-533.
26. Козлов А. А. Информационная модель базы данных системы слежения за захоронением радиоактивных отходов. — Атомная энергия, 1993, т. 75, вып. 3.
27. Галстян К., Арутюнян Р., Давтян А. "Энергетика" — целевая комплексная программа. Подпрограмма.

## **Содержание**

Введение.....	3
1. Ядерная энергетика в XXI веке.....	3
2. Методы переработки радиоактивных отходов.....	6
2.1. Остекловывание.....	7
2.2. Битумирование.....	12
2.3. Трансмутация долгоживущих радионуклидов.....	15
2.4. Плутоний.....	18
2.5. Резка, уплотнение и транспортировка РАО.....	18
3. Хранение и захоронение РАО.....	24
Выводы.....	31
Литература.....	33

Редактор и корректор Б. Чубарян

---

Объем 2,1 уч.-изд. л. Формат 60x84 1/8  
Отдел оперативной полиграфии.  
375051, Ереван, Комитаса, 49/3, АрмНИИНТИ