



*ОАО "Киевский научно-исследовательский  
и проектно-конструкторский институт  
"ЭНЕРГОПРОЕКТ"*

**ЦЕНТРАЛИЗОВАННОЕ ХРАНИЛИЩЕ ОТРАБОТАВШЕГО  
ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА РЕАКТОРОВ ВВЭР АЭС УКРАИНЫ**

**ТЕХНИКО-ЭКОНОМИЧЕСКОЕ ОБОСНОВАНИЕ ИНВЕСТИЦИЙ**

**ТОМ 1**

Пояснительная записка

**ЧАСТЬ 2**

Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ

**57-204.201.002.ОЭ01.02**

**Председатель правления**

**Ю.В.Малахов**

**Главный инженер**

**В.Н.Чернавский**

**Заместитель главного инженера**

**В.Я.Шендерович**

**Главный инженер проекта**

**Н.Е.Шевченко**

<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 2
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

**Лист согласования**

Начальник ПТО

Т.Ю.Байбузенко

<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 3
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

### **Исполнители работы**

Главный специалист по ЯРБ

Н.В.Майданюк



<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 5
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

#### Состав ТЭО-инвестиций

<b>Номер тома, части, книги</b>	<b>Обозначение</b>	<b>Наименование</b>	<b>Примеч.</b>
Том 1. Часть 1	<b>57-204.201.002.ОЭ01.01</b>	Исходные данные для выполнения и обоснование необходимости и оправданности сооружения ЦХОЯТ	
Том 1. Часть 2	<b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b>	Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ	
Том 1. Часть 3	<b>57-204.201.002.ОЭ01.03</b>	Основные технические решения	
Том 1. Часть 4	<b>57-204.201.002.ОЭ01.04</b>	Ядерная и радиационная безопасность	
Том 1. Часть 5	<b>57-204.201.002.ОЭ01.05</b>	Выбор и сравнение площадок для сооружения ЦХОЯТ	
Том 1. Часть 6	<b>57-204.201.002.ОЭ01.06</b>	Генплан и транспорт	
Том 1. Часть 7	<b>57-204.201.002.ОЭ01.07</b>	Основные решения по организации строительства	
Том 1. Часть 8	<b>57-204.201.002.ОЭ01.08</b>	Технико-экономические показатели ЦХОЯТ	
Том 2	<b>57-204.201.002.ОЭ02</b>	Сводный сметный расчет	
Том 3 Часть 1	<b>57-204.201.002.ОЭ03.01</b>	Оценка воздействия на окружающую среду. Характеристика площадки и района размещения ЦХОЯТ. Общая характеристика ЦХОЯТ	
Том 3 Часть 2	<b>57-204.201.002.ОЭ03.02</b>	Оценка воздействия на окружающую среду. Источники воздействия ЦХОЯТ на окружающую среду. Оценка воздействия ЦХОЯТ на окружающую среду	
Том 4.	<b>57-204.201.002.ОЭ04</b>	Проект Заявления об экологических последствиях	

<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 6
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

## Содержание

Перечень принятых сокращений .....	8
Перечень принятых терминов .....	9
Введение .....	10
<b>1 Общие сведения о технологиях обращения с ОЯТ .....</b>	<b>11</b>
1.1 Особенности ядерно-топливного цикла .....	11
1.2 Опыт обращения с ОЯТ в мире .....	16
1.2.1 Обращение с ОЯТ во Франции .....	16
1.2.2 Обращение с ОЯТ в Германии .....	17
1.2.3 Обращение с ОЯТ в Болгарии .....	17
1.2.4 Обращение с ОЯТ в Швеции .....	17
1.2.5 Обращение с ОЯТ в США .....	18
1.2.6 Обращение с ОЯТ в Испании .....	18
1.2.7 Обращение с ОЯТ в Швейцарии .....	18
1.2.8 Обращение с ОЯТ в Канаде .....	19
1.2.9 Обращение с ОЯТ в России .....	19
1.2.10 Обращение с ОЯТ в Великобритании .....	21
1.2.11 Обращение с ОЯТ в Японии .....	22
1.2.12 Обращение с ОЯТ в Индии .....	23
1.2.13 Рекомендации по обращению с ОЯТ в Украине .....	24
<b>2 Общие сведения о транспортировке ОЯТ в мире .....</b>	<b>25</b>
2.1 Транспортировка ОЯТ по железной дороге .....	25
2.2 Транспортировка ОЯТ водным транспортом .....	26
2.3 Опыт транспортировки ОЯТ автомобильным транспортом .....	27
2.4 Опыт транспортировки ОЯТ в мире .....	28
2.5 Транспортировка ОЯТ по странам бывшего СССР .....	28
<b>3 Общие сведения о существующих технологиях хранения ОЯТ .....</b>	<b>31</b>
3.1 Общие сведения по технологиям хранения .....	31
3.1.1 Хранилища бассейнового типа .....	31
3.1.2 Хранилища «сухого» типа .....	32
3.2 Опыт хранения ОЯТ в мире .....	33
3.2.1 Опыт хранения ОЯТ во Франции .....	33
3.2.2 Опыт хранения ОЯТ в Германии .....	33
3.2.3 Опыт хранения ОЯТ в Литве .....	33
3.2.4 Опыт хранения ОЯТ в Чехии .....	34
3.2.5 Опыт хранения ОЯТ в Венгрии .....	34
3.2.6 Опыт хранения ОЯТ в США .....	34
3.2.7 Опыт хранения ОЯТ в России .....	34
<b>4 Описание основных типов камерных (бункерных) хранилищ ОЯТ .....</b>	<b>35</b>
4.1 Камерное хранилище CASCAD .....	35
4.2 Бетонное модульное хранилище типа MVDS .....	38

<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 7
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

4.3	Бетонное модульное хранилище FUELSTOR.....	40
4.4	Бетонные модульные хранилища типа MACSTOR .....	42
4.5	Горизонтальные бетонные модули NUHOMS.....	44
5	Описание основных типов контейнерных хранилищ ОЯТ.....	48
5.1	Контейнеры семейства TN .....	48
5.2	Контейнеры типа HDC.....	51
5.3	Контейнер VSC (БКХ-ВВЭР) .....	53
5.4	Контейнер компании TERCO .....	56
5.5	Контейнеры типа ТК.....	58
5.6	Контейнеры семейства NAC .....	62
5.7	Контейнеры CASTOR и CONSTOR .....	64
5.8	Контейнеры компании "Westinghouse" .....	68
5.9	Система TranStore для хранения и транспортировки ОЯТ .....	70
5.10	Система контейнерного хранения компании «HOLTEC INTERNATIONAL» .....	74
6	Рекомендации по технологиям хранения ОЯТ в Украине.....	78
6.1	Бункерные хранилища .....	78
6.2	Модульные хранилища.....	79
6.3	Металлические контейнеры .....	80
6.4	Металлобетонные контейнеры .....	80
7	Выбор технологии хранения ОЯТ в ЦХОЯТ .....	81
7.1	Требования к проведению тендера.....	81
7.2	Проведение тендера по выбору Подрядчика на сооружение ЦХОЯТ «под ключ»....	82
7.3	Оценка технических предложений .....	82
7.3.1	Техническое предложение Консорциума в составе: ЗАО "Укратомэнергострой" ЗАО "Новокраматорский машиностроительный завод", ООО "Энергетические инвестиции", НВИП "СТРУМ" .....	83
7.3.2	Техническое предложение корпорации «HOLTEC INTERNATIONAL»....	87
7.3.3	Оценка технических предложений .....	90
7.4	Выбор победителя тендера.....	96
	Список ссылочных нормативных документов и литературы .....	99
	Приложение А – Сравнительный экономический анализ открытого и замкнутого ядерного топливного цикла.....	103
	Приложение Б – Сравнительный экономический анализ «сухого» и «мокрого» хранения ОЯТ .....	114
	Приложение В – Основные выводы аудита проекта ХОЯТ-2 ЧАЭС .....	116

<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 8
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

### **Перечень принятых сокращений**

АЭС	- атомная электрическая станция
БВ	- бассейн выдержки
ББК	- вентилируемый бетонный контейнер
ВВЭР	- водо-водяной энергетический реактор
BWR	- boiling water reactor (реактор на кипящей воде)
ГХК	- горно-химический комбинат
ИТСО	- инженерно-технические средства охраны
МВД	- министерство внутренних дел
МГК	- многоместная герметичная корзина
МПС	- министерство путей сообщения
ОДП	- отработавший дополнительный поглотитель
ОТВС	- отработавшая тепловыделяющая сборка
ОЯТ	- отработавшее ядерное топливо
РАО	- радиоактивные отходы
РБМК	- реактор большой мощности канальный
РФ	- Российская федерация
PWR	- pressurized water reactor (реактор с водой под давлением)
СОДС	- система обнаружения дефектныхборок
СССР	- Союз советских социалистических республик
ТВЭЛ	- тепловыделяющий элемент
ТПК	- транспортно-перегрузочный контейнер
ТУК	- транспортный упаковочный комплект
ТЭО	- технико-экономическое обоснование
ХОЯТ	- хранилище отработавшего ядерного топлива
ЦХОЯТ	- централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива



<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 9
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

### **Перечень принятых терминов**

Долговременное хранение	- в тексте данного документа подразумевается промежуточное хранение отработанного ядерного топлива с проектным сроком хранения свыше 30 лет
Отработавшее ядерное топливо (ОЯТ)	- ядерное топливо, облученное в активной зоне реактора и окончательно из нее извлеченное (НП 306.2.105-2004 [1])
Тепловыделяющий элемент (ТВЭЛ)	- отдельная сборочная единица с ядерным топливом, размещаемая в активной зоне и обеспечивающая генерирование тепловой энергии, накопление материалов деления и вторичного ядерного топлива (ПБЯ РУ АС-89 [2] )
Транспортные упаковочные комплекты для отработавшего ЯТ	- комплекс средств, используемый при транспортировке и хранении отработавшего ЯТ, обеспечивающий его сохранность, предотвращение попадания радиоактивных веществ в окружающую среду, а также ядерную и радиационную безопасность (ПНАЭ Г-14-029-91 [3])
Хранилище отработавшего ядерного топлива	- в тексте данного документа подразумевается ядерная установка, состоящая из сооружений, систем, устройств, элементов, предназначенных для загрузки, выгрузки, транспортировки, подготовки к хранению, хранения, контроля и управления условиями хранения, а также извлечения с места хранения отработавшего ядерного топлива

<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 10
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

## **Введение**

В редакции 3 ТЭО, включая том 1 часть 2, учтены замечания ГП «ЦС Укргосинвестэкспертизы», Государственной санитарно-эпидемиологической экспертизы, Государственной экспертизы ядерной и радиационной безопасности, Государственной экологической экспертизы и альтернативной (негосударственной) экспертизы, которые были переданы с письмом НАЭК № 4783/08 от 14.04.08.

В данном документе рассмотрены современные мировые технологии обращения с ОЯТ на стадиях после выемки ОЯТ из реактора и охлаждения в приреакторном бассейне выдержки.

Такое обращение с ОЯТ включает в себя:

- транспортировку ОЯТ;
- хранение ОЯТ;
- переработку ОЯТ или его захоронение.

Целью раздела 2 тома 1 ТЭО является:

- анализ систем обращения с ОЯТ в мире;
- анализ имеющихся данных по существующим в мире технологиям транспортировки и хранения ОЯТ;
- выработка рекомендаций по наиболее приемлемым вариантам технологий хранения ОЯТ для Украины с учетом использования критериев, рекомендованных в разделе 7 настоящего документа.

При этом в данном документе не производится выбор технологии хранения ОЯТ ВВЭР АЭС Украины.

При создании данного документа использованы материалы ранее выполненных работ:

- работа ОАО КИЭП по договору № 57-006 с НАЭК "Энергоатом" "Технико-экономический анализ вариантов промежуточного хранения ОЯТ АЭС Украины с реакторами ВВЭР";
- работа ИПЭ АЭС по договору № 1 с НАЭК "Определение и обоснование требований к унифицированному проекту системы промежуточного хранения отработавшего ядерного топлива для Ровенской, Хмельницкой и Южно-Украинской атомных электростанций";
- материалы НАЭК «Энергоатом» по вопросам проведения тендера и выбора Подрядчика на строительство ЦХОЯТ «под ключ».

<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 11
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

## 1 ОБЩИЕ СВЕДЕНИЯ О ТЕХНОЛОГИЯХ ОБРАЩЕНИЯ С ОЯТ

### 1.1 Особенности ядерно-топливного цикла

Технология обращения с ОЯТ определяется, прежде всего, типом ядерно-топливного цикла.

Топливный цикл описывает путь, по которому топливо попадает из окружающей среды в ядерный реактор, и по которому возвращается в окружающую среду

Все способы производства топлива, подготовки его к использованию и утилизации отработавшего топлива вместе взятые и составляют то, что называют топливным циклом.

В общем виде, топливный цикл представляет собой следующую схему:

**добыча – очистка – обогащение – изготовление ТВЭЛ/ТВС – работа в реакторе – утилизация отработавшего ядерного топлива**

Различают открытый и закрытый топливный цикл. Отличие топливных циклов заключается только в последней стадии топливного цикла: утилизации.

На рисунке 1.1 показан так называемый "открытый топливный цикл" в ядерной энергетике. При открытом топливном цикле отработавшее ядерное топливо повторно не используется и должно быть захоронено.

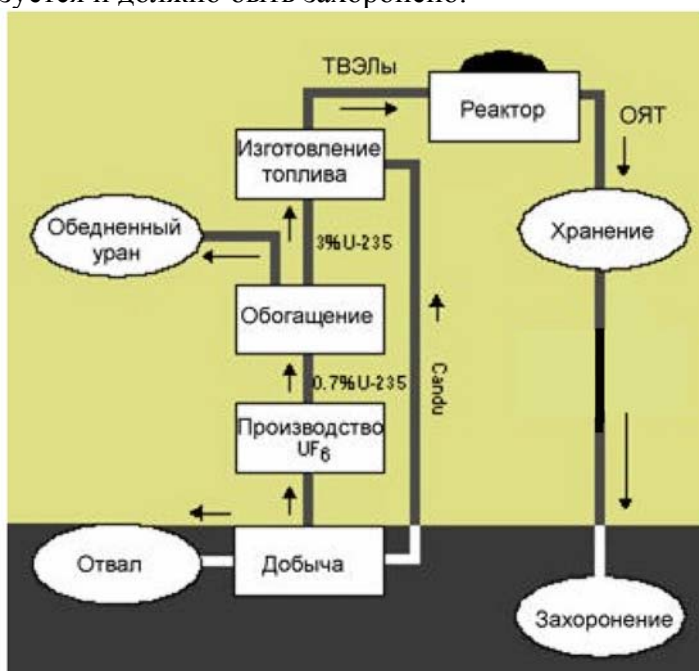


Рисунок 1.1- Открытый топливный цикл

На рисунке 1.2 представлена диаграмма "закрытого топливного цикла". В закрытом топливном цикле, ядерное топливо проходит точно такой же путь как и при открытом топливном цикле, начиная с урановых рудников и заводов. Уран проходит все стадии преобразования и обогащения для изготовления ядерного топлива, использование последнего в реакторе и хранение ОЯТ после удаления из реактора.

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 12
Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

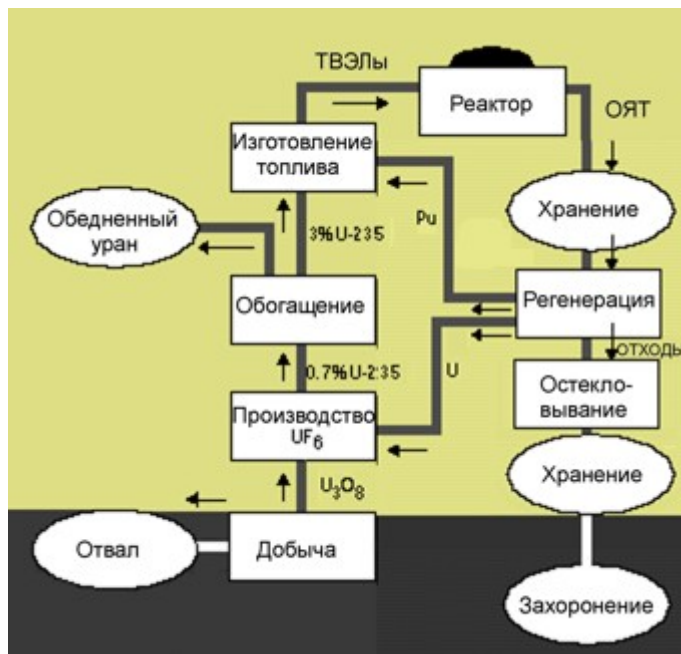


Рисунок 1.2 - Замкнутый топливный цикл

Однако, в отличие от открытого топливного цикла, в замкнутом цикле после удаления топлива из реактора, топливные стержни проходят переработку на перерабатывающих заводах, где они дробятся и растворяются в кислоте. Из отработавшего топлива выделяют два ценных продукта: плутоний и неиспользованный уран. Примерно 3% исходного топлива, по весу, при этом остается в качестве высокоактивных жидких радиоактивных отходов. После кондиционирования, эти высокорadioактивные материалы подлежат хранению и захоронению в геологических формациях. Кондиционирование высокоактивных ЖРО на сегодняшний день в мире осуществляется только остеклованием. На рисунках 1.3 и 1.4 представлена зависимость активности отходов после переработки отработавшего ядерного топлива от времени выдержки.

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 13
Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

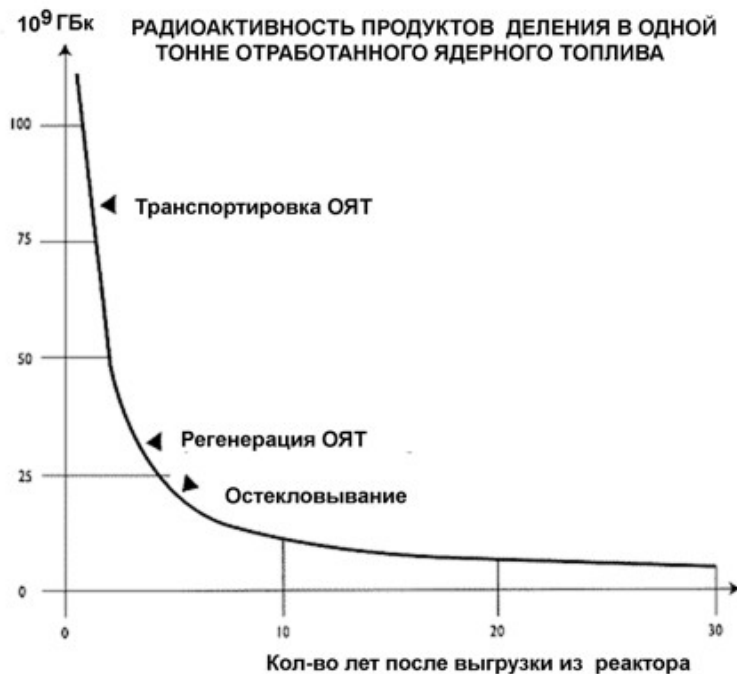


Рисунок 1.3 - Уменьшение уровня радиоактивности продуктов деления в одной тонне отработавшего ядерного топлива PWR реактора

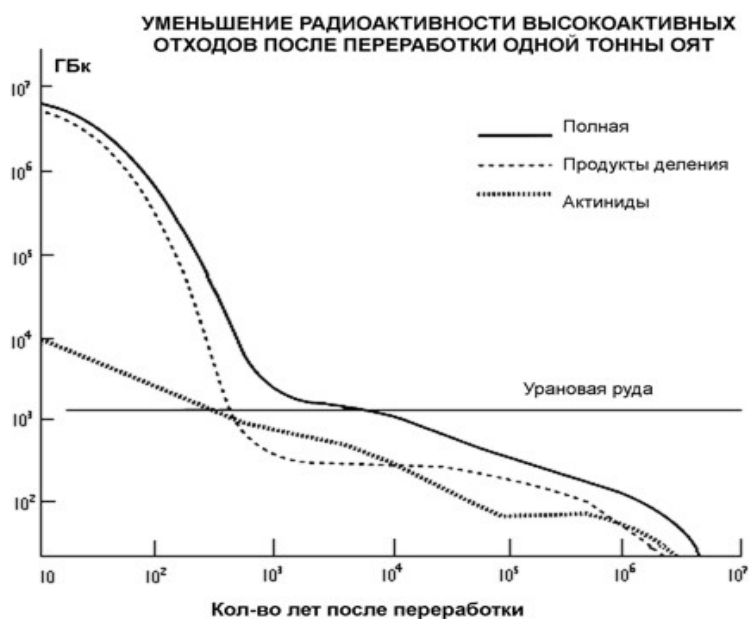
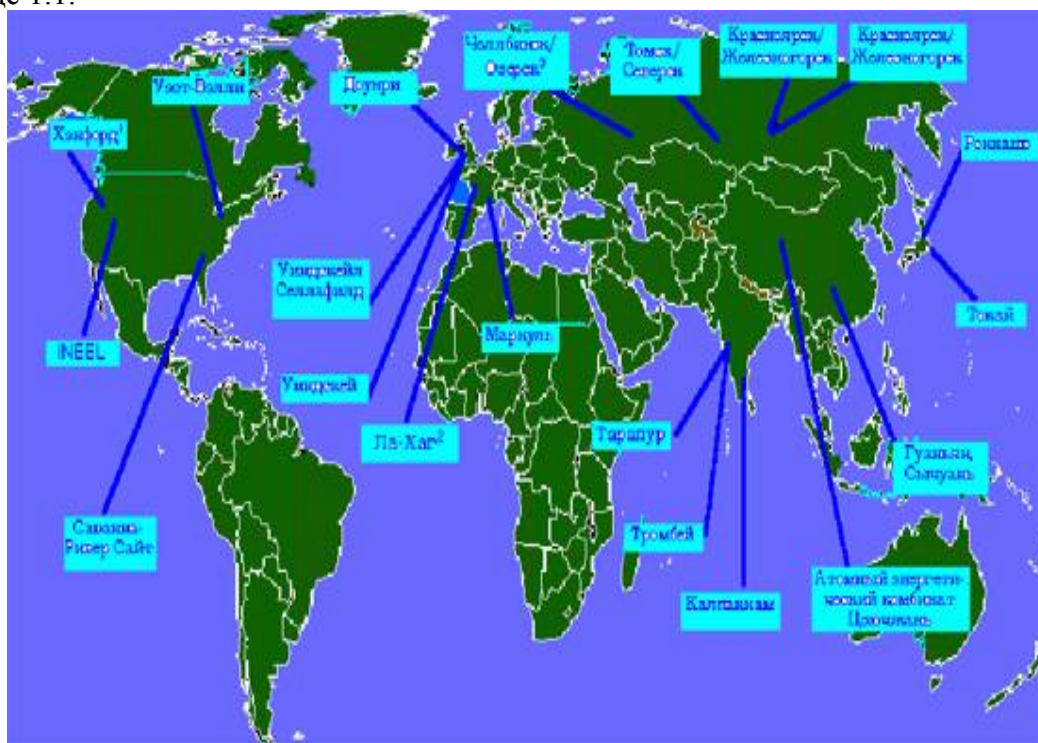


Рисунок 1.4 - Радиоактивность высокоактивных отходов, выделенных из одной тонны ядерного топлива PWR реактора (приведено сравнение с активностью того количества руды из которого эта тонна топлива была получена)

<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 14
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

Целесообразность переработки ОЯТ является одним из самых дебатлируемых вопросов. Многими компаниями и странами выполнялись оценки экономической целесообразности закрытого топливного цикла (некоторые из них приведены в приложении А к настоящему документу). На сегодняшний день переработка ОЯТ является экономически более затратной, чем захоронение после долговременной выдержки. Однако необходимо учитывать неопределенности оценок и недостаток стоимостных характеристик отдельных этапов обращения с ОЯТ.

Основные радиохимические предприятия мира представлены на рисунке 1.5 и в таблице 1.1.



- 1 На карте не показаны: два остановленные небольшие коммерческие предприятия в Бельгии и Германии; пилотные и исследовательские установки.
- 2 В 40-е и 50-е годы в г. Хэнфорде (США) функционировали первые в мире радиохимические предприятия Т, В, и U.
- 3 Хотя отраженная в названии номинальная мощность предприятия UP2-800 составляет 800 т, его проектная мощность выше. ЭДФ подписала с КОЖЕМА контракт на переработку на этом предприятии 850 т ОЯТ; именно эта цифра более точно отражает мощность UP2-800.
- 4 В 1956-76 гг. РТ-1 действовал в качестве военного предприятия; с 1977 г. он имеет гражданское назначение.
- 5 Данные подготовлены на основании данных представленных в бюллетене «Энергетика и безопасность» Института исследований энергетики и окружающей среды, находящейся на сайте IEER <http://www.ieer.org/russmain>

Рисунок 1.5- Карта расположения предприятий по переработке ОЯТ

<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 15
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

Таблица 1.1 – Характеристика основных предприятий по переработке ОЯТ

Место	Типа	Предприятие	Мощность т/год	Даты
Челябинск/г.Озерск	Военное/коммерческое	РТ-1	440	1948
Доунри	Военное	D1204 D1206	-	1958-1958-98
Гуаньян, Сычуань	Военное	Завод 821	-	конец 1960-х гг.
Хэнфорд	Военное	Редокс Пурекс	-	1951-66 1956-88
INEEL	Военное	Радиохимический завод в Айдахо	-	1953-92
Атомный энергетический комбинат Цзючжань	Военное	Завод 404	-	1970
Калпаккам	Коммерческое	KARP	100	1996
Красноярск/г.Железногорск	Коммерческое	РТ-2	-	не построен
Красноярск/г.Железногорск	Военное	Горнохимический комбинат	-	1964
Ла Хаг	Коммерческое	UP2 UP2-800 UP3	400 850 800	1966-93 1994-по наст. время 1990-по наст. время
Маркуль	Военное	UP1	400	1958-97
Роккашо	Коммерческое	Роккашо-мура	800	не построен
Саванна-Ривер Сайт	Военное	Каньон F Каньон Н	-	1953-по наст. время
Тарапур	Коммерческое	PREFRE	100	1982-по наст. время
Токай	Коммерческое	Токай-мура	100	1977-по наст. время
Томск/г.Северск	Военное	Сибирский химкомбинат	-	1956
Тромбей	Военное	BARC	-	1964-по наст. время
Уэст Вэлли	Коммерческое	-	300	1966-72
Уиндскейл	Военное	B204	-	1951-64
Уиндскейл/Селлафилд	Военное/коммерческое	B205 THORP	1500 700	1964-1994

Таблица 1.2 -Объемы переработки ОЯТ энергетических реакторов в мире, т/год

Топливо легко-водных реакторов	Франция, Ла Хаг	1600
	Великобритания, Селфилд	850
	Россия, Челябинск (Маяк)	400
	Япония	90
	<b>Всего</b>	2940
Другое ядерное топливо	Великобритания, Селфилд	1500
	Франция, Марсель	400
	Индия	200
	<b>Всего</b>	2100
<b>Всего</b>		5040

<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 16
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

На сегодняшний день более 75000 тонн ОЯТ от гражданских энергетических реакторов уже подвергнуто повторной обработке, а ежегодный объем переработки составляет, примерно, 5000 тонн. В таблице 1.2 представлены страны, в которых в настоящее время осуществляется переработка ОЯТ энергетических реакторов.

## **1.2 Опыт обращения с ОЯТ в мире**

### **1.2.1 Обращение с ОЯТ во Франции**

Сегодня во Франции на долю атомной энергетики приходится почти 80% вырабатываемой электроэнергии. Первые шаги в области и переработки ОЯТ были сделаны во Франции в середине 1950-х гг. До настоящего времени было переработано порядка 17 тыс. тонн ОЯТ.

Первый полномасштабный радиохимический завод UP1 начал функционировать в 1958 г. В 1976 г. была основана компания «КОЖЕМА» (COGEMA), принадлежащая Комиссариату по атомной энергии (КАЭ). КОЖЕМА отвечает за реализацию французской программы по переработке ОЯТ и заключает контракты как с военными, так и с французской гражданской электрической компанией «Электрисите де Франс» (ЭДФ).

КОЖЕМА владеет двумя крупными радиохимическими предприятиями на мысе Ла-Хаг (UP2 и UP3). В 1995 г. вместе они произвели около 80 процентов всего выделенного плутония в мире. Номинальная ежегодная мощность каждого предприятия составляет 800 т тяжелого металла, что эквивалентно производству выделенного плутония в размере 8000 кг в год. Эксплуатация UP2 началась в 1966 г., первоначально оно предназначалось для переработки отработанного топлива реакторов типа «Магнокс». После 1994 г., в результате значительной модификации и расширения, предприятие действует под наименованием UP2-800, что отражает новую ежегодную номинальную мощность завода. Предприятие UP3 вступило в строй в 1990 г. В течение последних 20 лет развитие перечисленных предприятий зависело от крупных контрактов с зарубежными поставщиками ОЯТ. Более половины перерабатываемого в Ла-Хаг ОЯТ — иностранного происхождения. Предприятие UP2 перерабатывало топливо зарубежных клиентов до 1990 г. После этого оно целиком переключилось на французских поставщиков (за исключением небольшого количества немецкого МОХ-топлива, перерабатываемого в демонстрационных целях).

В 1977 и 1978 гг. 30 инвесторов из семи стран приступили к финансированию строительства UP3, получив в обмен контракты на переработку топлива на этом предприятии в течение первых десяти лет его эксплуатации. В настоящее время КОЖЕМА предоставляет услуги по переработке ядерного топлива для энергетических компаний Германии, Японии, Бельгии, Нидерландов и Швейцарии. СЖН, дочерняя инженерная компания КОЖЕМА, предоставила основанное на технологии заводов в Ла-Хаг ноу-хау для строительства радиохимического предприятия в Роккашо-мура в Японии.

В настоящее время мощности радиохимических заводов на мысе Ла-Хаг целиком заполнены ЭДФ и иностранными поставщиками, что позволяет КОЖЕМА перерабатывать 850 т из примерно 1200 т ОЯТ, ежегодно нарабатываемого французскими реакторами. Не подвергаемое переработке ОЯТ направляется в хранилища. В 1996 г. впервые стало ясно, что ЭДФ более не намерена придерживаться политики переработки всего отработанного топлива. В 1992 г. ЭДФ приняла решение «При принятии решения о переработке не принимать более во внимание ценность выделяемого плутония, учитывая неопределенность



<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 17
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

его будущего использования». ЭДФ также выразила сомнения относительно использования смесового уран-плутониевого (МОХ) топлива из-за его высокой стоимости по сравнению с урановым топливом.

### **1.2.2 Обращение с ОЯТ в Германии**

Доля атомной энергетики составляет около 30% от вырабатываемой электроэнергии. В настоящее время в Германии эксплуатируется 19 атомных реакторов, размещенных на 14 площадках. В результате пересмотра Закона об электроэнергетике, атомная промышленность поставлена в затруднительное положение. Согласно данному закону должна быть прекращена переработка ОЯТ на немецких АЭС.

После внесения поправок в законодательство было рассмотрено два варианта дальнейшего обращения с ОЯТ. Первый, предусматривал частичную переработку ОЯТ в других странах, второй - захоронение.

В настоящее время часть топлива отправляется для переработки во Францию (компания «КОЖЕМА»), оставшееся в Великобританию (BNFL – British Nuclear Fuels plc.). Далее высокоактивные отходы после переработки ОЯТ возвращаются в Германию, где производится их дальнейшее захоронение.

### **1.2.3 Обращение с ОЯТ в Болгарии**

В Болгарии в настоящее время действует только одна АЭС в составе шести энергоблоков, причем два из них, в соответствии с соглашением с ЕС, должны быть остановлены. Энергетика страны сильно зависела от СССР, и по договоренностям СССР должен был поставлять свежее ядерное топливо и забирать отработавшее. После 1990 года ситуация поменялась и Россия стала забирать ОЯТ только на коммерческой основе.

Согласно национальной политике обращения с ОЯТ принято «отложенное решение», в соответствии с которым, в стране будут строиться новые долговременные хранилища как «мокрого», так и «сухого» типа, а так же расширяться уже имеющиеся. Геологические и географические особенности страны не позволяют прямое захоронение радиоактивных материалов.

### **1.2.4 Обращение с ОЯТ в Швеции**

В середине 1970 года в Швеции был официально принят акт, в соответствии с которым начата программа по созданию хранилища для захоронения ВАО, возвращающиеся после переработки ОЯТ в Великобритании или Франции. В 1978 после дополнительных исследований хранилище рассматривается как для захоронения ВАО, так и для неперерабатываемого ОЯТ. Работы по созданию захоронения ОЯТ включают два отдельных проекта: создание завода по упаковке ОЯТ и непосредственно хранилища. Создание завода по упаковке ОЯТ для захоронения предполагается на площадке существующего централизованного «мокрого» хранилища ОЯТ в Clab до 2017 года, когда предполагается получить лицензию на его эксплуатацию. На заводе предполагается ТВС из бассейнов выдержки после 30-40 лет выдержки вынуть и установить в медную упаковку (стойкую к коррозии на протяжении 100000 лет в условиях хранилища) с чугунной внутренностью (для обеспечения прочности). В таком виде упаковка с ТВС транспортируется в хранилище. Площадка для захоронения до сих пор не выбрана, однако определены две альтернативные площадки, предполагающие индивидуальное захоронение таких упаковок в вертикальных скважинах в кристаллических породах на глубине 400-700 м. При этом, зазор между стенкой

<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 18
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

скважины и контейнером заполняется бентонитовой глиной. Ввод в эксплуатацию хранилища предполагается в 2018 году.

### **1.2.5 Обращение с ОЯТ в США**

В свое время в этой стране были построены три завода по переработке отработавшего ядерного топлива ядерных реакторов: первый завод мощностью 300 тонн в год был построен в Вест Уилле (штат Нью-Йорк), и успешно эксплуатировался с 1966 по 1972 год. Однако, все возрастающие регламентирующие требования и нормы сделали возможность модернизации завода экономически нецелесообразной, и завод был закрыт. Второй завод мощностью 300 тонн в год, основанный на использовании новых технологий, был сооружен в Моррисе (штате Иллинойс), работал некоторое время в "пилотном" режиме, но не сумел выйти на промышленный уровень. Строительство третьего завода мощностью 1500 тонн в год в Барнуэлле (штат Южная Каролина) было прекращено в связи с изменениями в политике правительства США, исключающей с целью нераспространения ядерного оружия всякую гражданскую переработку ОЯТ.

В США мораторий на переработку ОЯТ был введен правительством США в 1977 году. Мораторий в 1981 году был приостановлен, однако переработка ОЯТ не возобновилась. Решением в отношении политики обращения с ядерными отходами в 1982 году США принято решение о создании хранилища для захоронения ОЯТ и высокоактивных РАО, а в июле 2002 года подписана резолюция о создании такого хранилища на площадке Юкка Маунтин. Глубинное захоронение предполагается на территории гор Юкка (Yucca Mountain) в штате Невада на расстоянии 160 км от Лас Вегаса. Отходы будут захоронены на глубине 300 метров под уровнем пустыни Невада в скале вулканического происхождения. Технология хранения ОЯТ в хранилище до сих пор не выбрана. В качестве концепции хранения рассматривается захоронение ОЯТ в герметичных контейнерах в туннелях на глубине 300 м.

### **1.2.6 Обращение с ОЯТ в Испании**

В Испании работа по обращению с ОЯТ вне площадки АЭС находится в самой начальной стадии. В стране действуют девять АЭС на семи площадках, обеспечивающие примерно 30% потребностей страны в электроэнергии. Существующие станции проработают еще 40 лет, и строительство новых не планируется. До 2000 года все ОЯТ АЭС направлялось для переработки на заводах Франции, при этом в соответствии с контрактами, ВАО, образующиеся от переработки ОЯТ должны быть возвращены в Испанию. В настоящее время Испания приняла для себя концепцию открытого топливного цикла с захоронением ОЯТ и в связи с этим, к 2010 году собирается создать централизованное хранилище для ОЯТ и ВАО, возвращаемых из Франции после переработки ОЯТ. До создания централизованного хранилища для захоронения, в Испании предполагается долговременное «сухое» хранение ОЯТ в контейнерах.

### **1.2.7 Обращение с ОЯТ в Швейцарии**

В настоящее время в Швейцарии доля электроэнергии, вырабатываемой на АЭС, составляет порядка 40%. Атомный комплекс страны включает 5 энергоблоков, размещенных на 4 площадках. По экономическим соображениям около 70% ОЯТ не предназначено для

<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 19
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

переработки. В результате этого основные противоречия возникают относительно стратегии последующего хранения ОЯТ.

В отличие от Германии и США, в Швейцарии ответственность за ОЯТ несут непосредственно энергопроизводители, объединенные в ассоциацию "АГРА". Таким образом, у каждого энергопроизводителя существует свое пристанционное хранилище.

Помимо них существует централизованное хранилище, предназначенное для хранения отходов, полученных в результате научных исследований и медицинского использования атомных компонентов.

В настоящее время обсуждается вопрос о создании геологического хранилища для ОЯТ.

### **1.2.8 Обращение с ОЯТ в Канаде**

В настоящее время в Канаде доля электроэнергии, вырабатываемой на АЭС, составляет порядка 19%. Атомный комплекс страны включает 22 энергоблока.

В 2002 году в Канаде принят новый закон об отходах ядерного топлива. Этот Закон требует, чтобы была создана специальная организация по обращению с отходами и специализированный фонд для обращения с отходами. После создания организации планируется разработка программы по созданию хранилища в геологических формациях.

До определения государственной политики по обращению с ОЯТ, в Канаде используются контейнерные пристанционные хранилища ОЯТ «сухого» типа.

### **1.2.9 Обращение с ОЯТ в России**

В настоящее время в России действует 30 энергоблоков на 10 атомных электростанциях, в том числе 14 реакторов типа ВВЭР (водо-водяной энергетический реактор) и 11 реакторов типа РБМК (реактор большой мощности канальный). Атомные электростанции обеспечивают 15 % производства электроэнергии, вырабатываемой в России. А некоторые регионы, особенно Северо-запад Европейской части России, более чем на 40 процентов обеспечиваются электроэнергией только за счет атомных электростанций.

Кроме того, в Российской Федерации источником образования ОЯТ служат атомные электростанции с реакторами типа БН-600 и ЛВГР-12, атомные подводные лодки и надводные корабли ВМФ РФ, атомный ледокольный флот, а также исследовательские реакторы.

По данным Российского центра исследований проблем нераспространения на начало 2003 года в России накоплено более 15 тыс. тонн ОЯТ. Его большая часть продолжает оставаться на временных хранилищах АЭС. Ожидается, что к 2025 г. эта цифра вырастет до 35 тыс. тонн.

В России принята концепция закрытого ядерного топливного цикла. ОЯТ АЭС с реакторами типа ВВЭР-440, БН-600, а также ОЯТ транспортных ядерных энергетических установок и некоторых исследовательских реакторов отправляется на ПО «Маяк» для переработки. ОЯТ реакторов типа ВВЭР-1000 вывозится в хранилище Горно-химического комбината в Железногорске (Красноярский край) для хранения и дальнейшей переработки (после строительства завода РТ-2). ОЯТ реакторов типа РБМК переработке не подлежит и помещается в хранилища, расположенные на площадках АЭС.

<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 20
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

### **1.2.9.1 Обращение с ОЯТ на ПО "Маяк"**

Единственная действующая установка по переработке ОЯТ в России (радиохимическая установка РТ-1) размещается на ПО «Маяк» (Челябинская область). Она была введена в эксплуатацию в 1956 году. Изначально установка была рассчитана на переработку оружейного плутония из ОЯТ пяти реакторов-размножителей.

В 1977 г. состоялся пуск первой технологической линии завода РТ-1 для переработки ОЯТ энергетических реакторов типа ВВЭР-440, БН, ОЯТ транспортных энергетических установок (атомных подводных лодок и ледоколов), а также научно-исследовательских установок. Проектная мощность завода составила 400 тонн в год или от 300 до 900 топливных сборок в год. В результате переработки получают сплав нитрата уранила с обогащением по изотопу урана-235 - 2,4% (пригоден только для изготовления топлива для устаревших реакторов типа РБМК) и так называемый энергетический плутоний.

До 1991 года никаких финансовых расчетов между ПО «Маяк» и поставщиками ОЯТ не производилось. С 1991 года ПО «Маяк» начал производить переработку ОЯТ на коммерческой основе. Несмотря на это, расходы ПО «Маяк» на переработку за счет этих выплат не покрывались. Основную выручку ПО «Маяк» получал от стран Восточной Европы и Финляндии, которые эксплуатируют реакторы советской конструкции и отправляли отработавшее топливо на ПО «Маяк».

В 1995 году Финляндия объявила о прекращении отправок ОЯТ в Россию и начала сооружение у себя «сухого» долговременного хранилища. В 1996 году состоялась последняя транспортировка из Финляндии. Позднее о таком же намерении сообщила и Венгрия. За ней последовала Болгария, которая последний раз отправила топливо в 1998 г. В конце 1999 года приостановила контракт на вывоз и Словакия. На грани принятия официального решения в пользу "сухого" долговременного хранения ОЯТ находится и Украина.

В технологии переработки на РТ-1 используется обработка ОЯТ трибутилфосфатом, в процессе которой извлекается 99 процентов урана и плутония, содержащегося в ОЯТ. При переработке 1 тонны топлива образуется 45 м<sup>3</sup> высокоактивных, 150 м<sup>3</sup> среднеактивных, 2000 м<sup>3</sup> низкоактивных жидких отходов и 7500 кг твердых радиоактивных отходов.

Установка по остекловыванию концентратов жидких радиоактивных отходов находится в эксплуатации с 1987 года. Производительность этой установки - 500 л/ч. Ее технология основана на преобразовании концентратов ЖРО в фосфатное стекло. Полученная стекловидная масса помещается в нержавеющие емкости (диаметром 0,63 м) в виде блоков в трех емкостях в наземном хранилище, оборудованном принудительной вентиляцией. Хранение предполагается осуществлять в течение 20-30 лет.

### **1.2.9.2 Обращение с ОЯТ на Красноярском горно-химическом комбинате**

Решение о строительстве завода РТ-2 по переработке ОЯТ на Красноярском горно-химическом комбинате было принято в 1976 году. Завод предназначался для приема на хранение и дальнейшей переработки ОЯТ АЭС, оснащенных реакторами типа ВВЭР-1000. В 1985 году была введена в эксплуатацию первая очередь объекта - комплекс «мокрого» хранения ОЯТ. Сооружение самого завода было заморожено в 1989 году.

В 1985 году запущен в эксплуатацию комплекс объектов для транспортирования и хранения отработавшего ядерного топлива с атомных электростанций, оснащенных

<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 21
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

реакторами ВВЭР-1000. Это топливо привозят в хранилище с АЭС, расположенных в России, Украине и странах бывшего соцлагеря.

В хранилище ОТВС извлекают из транспортных контейнеров и устанавливают в чехлы хранения. Операции перегрузки ОТВС, транспортировки чехлов хранения к месту постоянного хранения и само хранения производится под слоем воды не менее трех метров, то есть в среде, которая эффективно поглощает все виды излучения. Вода в бассейнах - высокой степени очистки от механических и химических примесей на механических фильтрах и специальных установках с ионообменными смолами. Вода отсеков бассейна включена в замкнутый кругооборот и постоянно доочищается. Общий объем воды в хранилище около 33000 кубометров.

Хранилище состоит из 15 отсеков хранения, отсека перегрузки и соединяющего их транспортного коридора, стенки которых выполнены из высокопрочного железобетона и облицованы нержавеющей сталью. Общая проектная емкость хранилища - 6 000 тонн, то есть, сюда может быть помещено примерно 14 000 ОТВС. На первое января 2002 года (за 16 лет эксплуатации) хранилище было заполнено на 48 %.

В «Стратегии развития атомной энергетики России в первой половине двадцать первого века», одобренной Правительством РФ 25 мая 2000 года, указано, что переработку основной массы облученного ядерного топлива целесообразно отложить до начала серийного строительства реакторов нового поколения. Речь идет о реакторах на быстрых нейтронах, для которых в качестве топлива потребуется большое количество плутония.

В связи с этим пуск в эксплуатацию завода РТ-2 отложен до 2020 года.

### **1.2.9.3 Перспективы обращения ОЯТ в России**

Оценка международного рынка услуг по обращению ОЯТ, проведенная Минатомом, предполагает, что за импорт в Россию 20 тыс. тонн зарубежного ОЯТ за период с 2000 по 2010 гг. можно получить около 21 миллиарда долларов США.

Существующих мощностей РТ-1 не достаточно при условии увеличения поступления ОЯТ, кроме того, РТ-1 принимает ОЯТ только определенных типов, т.е. прием зарубежного ОЯТ (не бывшего соцлагеря) проблематичен. С вводом в действие РТ-2 Россия сможет перерабатывать значительно больше ОЯТ – до 1940 тонн в год, включая и зарубежное ОЯТ. Услуги по хранению Минатом планирует предоставлять на условиях 100-процентной предоплаты; переработке топлива будет предшествовать его хранение в течение 40-60 лет. Промежуточное хранение упростит переработку ОЯТ, так как за 50 лет большая часть опасных радиоактивных элементов подвергнется распаду.

До реализации перерабатывающих мощностей РТ-2, Минатом предполагает увеличить объем хранилищ ОЯТ на РТ-2 и РТ-1 на 23,6 тыс. тонн. При этом предусматривается довести «мокрое» хранилище в Красноярске с 6 до 9 тыс. тонн и построить новое «сухое» хранилище на 9 тыс. тонн, а емкость хранилища ПО Маяк увеличить на 1,6 тыс. тонн. Предполагается также создание «сухого» хранилища контейнерного типа объемом в 10 тыс. тонн.

### **1.2.10 Обращение с ОЯТ в Великобритании**

После Франции Великобритания является крупнейшей мировой державой по переработке ОЯТ реакторов АЭС. Эта деятельность осуществляется на предприятии в

<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 22
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

Уиндскейле/Селлафилде на северо-западе Англии. Переработка ОЯТ гражданских реакторов началась в Уиндскейле в 1964 г.; ее планируется продолжить, как минимум, до 2010 г.

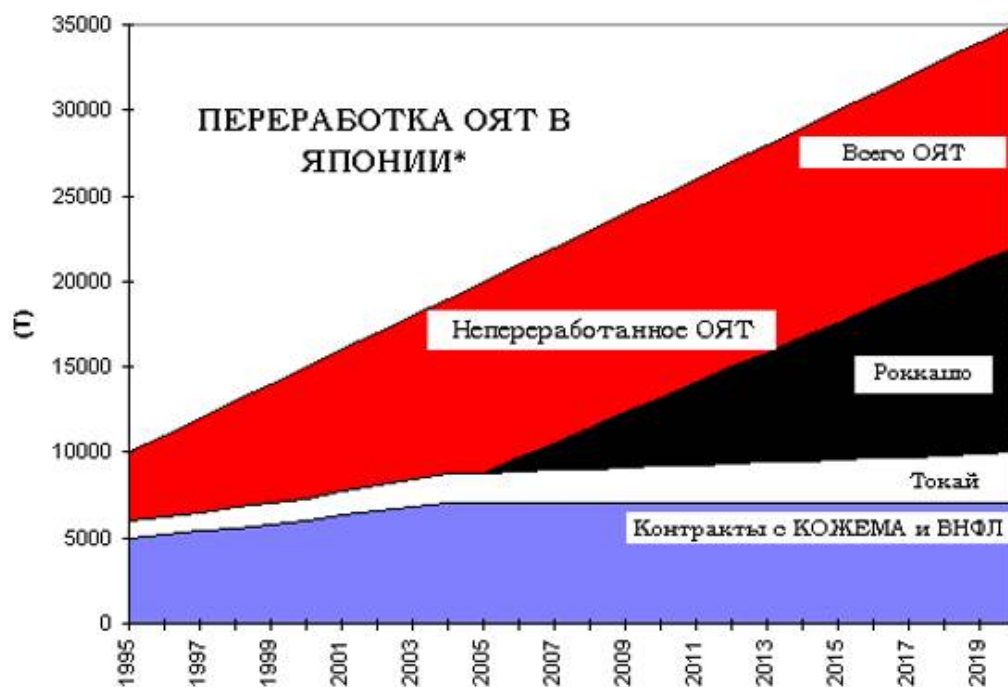
Начиная с 1964 г. топливо ядерных реакторов «Магнокс» перерабатывается в Уиндскейле/Селлафилде. В Селлафилд перевозится все отработанное топливо реакторов «Магнокс», включая Японию и Италию. К концу 1995 г. в В205 было переработано 26800 т отработанного топлива, из которого было выделено порядка 59 т плутония. Переработку топлива реакторов «Магнокс» планируется продолжать до 2015 г., т.е. в течении 5 лет после закрытия последнего реактора данного типа в Великобритании.

В 1995 г. началась крупномасштабная переработка оксидного топлива после открытия Завода по переработке тепловых оксидов (THORP — Thermal Oxide Reprocessing Plant) мощностью 700 т топлива в год. В течение первых десяти лет примерно 70 процентов производства на THORP обеспечивается поставками топлива из-за рубежа. Ситуация с контрактами на период после 2005 г. пока не столь определена. Британская энергетическая компания «Бритиш Энерджи» предполагает переработать 2600 т топлива; кроме того, в 1990 г. немецкие энергетические компании подписали контракты на переработку 700 т. Эти контракты обеспечат функционирование THORP до 2010 г.

#### **1.2.11 Обращение с ОЯТ в Японии**

Японская политика в области ядерного топливного цикла состоит в достижении полной переработки всего отработавшего топлива и потребления в качестве реакторного топлива всего выделенного плутония. В рамках этой политики государственная Корпорация по разработке энергетических реакторов и ядерного топлива (PNC — Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation) создала и приступила в 1977 г. к эксплуатации Токайского радиохимического предприятия. Японские компании по производству электроэнергии также подписали контракты с корпорациями «КОЖЕМА» и BNFL о переработке около 700 т ОЯТ на предприятиях в Ла-Хаг (Франция) и Селлафилде (Великобритания). Планируемый к вводу в эксплуатацию в 2000 году завод по переработке ОЯТ в Роккашо (префектура Аомори), до настоящего времени не построен и перспективы не определены. Структура затрат Японии на обращение с ОЯТ представлена на рисунке 1.6.

<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 23
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03



\*В рамках текущих контрактов

Рисунок 1.6 – Структура затрат на обращение с ОЯТ в Японии

### 1.2.12 Обращение с ОЯТ в Индии

В течение долгого времени Индия проводила политику по созданию замкнутого топливного цикла путем переработки плутония в быстрых реакторах. Это делалось в рамках программы по разработке энергетических реакторов типа CANDU, использующих в качестве топлива природный уран. Долгосрочной целью индийской программы является производство электроэнергии на АЭС путем использования больших запасов тория-232.

В настоящее время в Индии имеется три радиохимических предприятия. Они находятся в ведении Управления атомной энергии (DAE — Department of Atomic Energy) и имеют общую проектную мощность около 230 т. Ни одно из этих предприятий не находится под гарантиями МАГАТЭ.

Первое индийское радиохимическое предприятие начало функционировать в 1964 г. в Атомном исследовательском центре Бхабха (BARC — Bhabha Atomic Research Centre) в Тромбее. Оно перерабатывает топливо, поступающее с исследовательских реакторов «Сайрус» и «Дхрува».

Второе радиохимическое предприятие, Объект по переработке топлива энергетических реакторов (PREFRE - Power Reactor Fuel Reprocessing facility), было введено в эксплуатацию в Тарапуре в 1982 г. Оно предназначалось для переработки топлива реакторов CANDU. Проектная мощность этого предприятия — 100 т топлива в год. Однако его реальный уровень производства был ограничен по техническим и организационным соображениям. Кроме того, Индия предпочитает избегать накопления запасов плутония. В 1995 г. произошла серьезная утечка радиоактивности на Заводе по ликвидации отходов,

<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 24
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

связанном с объектом в Тарапуре. В настоящее время в Тарапуре перерабатывается топливо, поступающее только с двух АЭС — Раджастханской и Мадрасской.

В марте 1996 г. вступило в эксплуатацию радиохимическое предприятие в Калпаккаме (KARP — Kalpakam Reprocessing Plant), расположенное недалеко от Мадраса в Центре атомных исследований им. Индиры Ганди. Согласно проекту, предприятие в Калпаккаме должно перерабатывать топливо с Мадрасской АЭС и имеет проектную мощность в 100 т топлива реакторов CANDU в год. Это соответствует возможностям по выделению около 350 кг плутония ежегодно.

### **1.2.13 Рекомендации по обращению с ОЯТ в Украине**

Анализ существующих в мире технологий обращения с ОЯТ показывает, что создание замкнутого ядерного топливного цикла при сегодняшнем уровне цен на природный уран и при имеющихся данных по опыту эксплуатации действующих заводов по переработке ОЯТ в Украине не целесообразно. Таким образом, при рассмотрении целесообразности создания хранилища ОЯТ АЭС Украины с реакторами ВВЭР, вариант создания собственного замкнутого ядерного топливного цикла можно не рассматривать.



<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 25
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

## **2 ОБЩИЕ СВЕДЕНИЯ О ТРАНСПОРТИРОВКЕ ОЯТ В МИРЕ**

Транспортировка ОЯТ связывает отдельные этапы обращения с ядерным топливом. Вопросы транспортировки ОЯТ являются одними из самых важных при принятии решения об обращении с ОЯТ, так как транспортировка, как правило, проводится по общегосударственным и межгосударственным дорогам и, таким образом, затрагивает население.

При перевозках ОЯТ с площадок АЭС необходимо решить три задачи:

- обеспечить радиационную безопасность персонала и населения (в том числе при аварийных ситуациях);
- исключить перегрев ОЯТ во время транспортировки;
- принять меры против несанкционированных действий в отношении ОЯТ.

Для решения этих задач при транспортировке ОЯТ используются массивные защитные контейнеры из таких поглощающих радиацию материалов, как чугун, сталь и бетон, которые снижают интенсивность излучения до допустимых пределов.

Транспортировка ОЯТ в мире осуществляется:

- по железной дороге вагон – контейнерными поездами;
- по воде – специальными судами для транспортировки ОЯТ;
- по автодорогам – специальными автотрейлерами.

### **2.1 Транспортировка ОЯТ по железной дороге**

Транспортировку ОЯТ по железным дорогам осуществляют вагон-контейнерными эшелонами. Вагон-контейнерный эшелон представляет собой состав, состоящий из вагон-контейнеров с ОЯТ, вагонов сопровождения и вагонов прикрытия. Общий вид вагон-контейнерного эшелона представлен на рисунке 2.1.

Основу вагон-контейнерного эшелона составляют вагон - контейнеры, состоящие из железнодорожного транспорта особой конструкции и собственно вагон — контейнера, внутри которого помещается транспортный упаковочный комплект (ТУК).

ТУК — это мощный защитный контейнер, в котором находится транспортный чехол, куда устанавливаются облученные тепловыделяющие сборки (ОТВС).

Состав с топливом сопровождает воинская охрана и бригада специалистов ГХК, которая из вагона сопровождения, оборудованного всем необходимым для работы и отдыха, обеспечивает постоянный контроль за состоянием вагонов и контейнеров.

<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 26
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

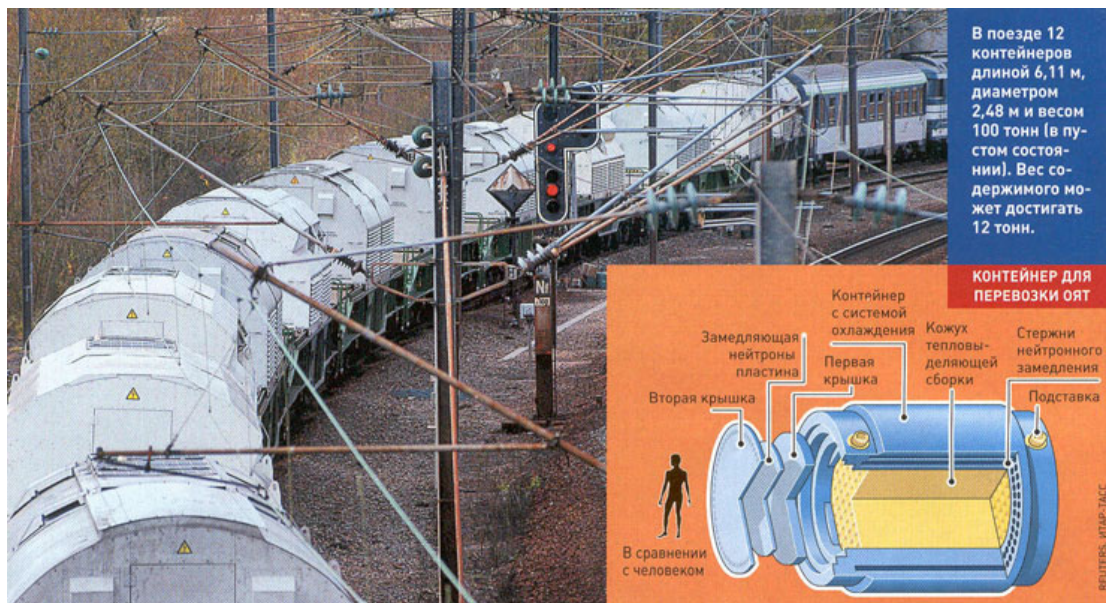


Рисунок 2.1 – Общий вид вагон-контейнерного эшелона

Вагон- контейнерные поезда принадлежат заводам по переработке ОЯТ. Безопасность перевозки обеспечивается соответствующими службами министерств путей сообщения службами безопасности, охраны и надзора тех государств, по которым следует состав.

В пути следования персонал бригады сопровождения вагон-контейнерного эшелона проводит контроль излучения от наружных поверхностей транспортных средств вплотную и на расстоянии двух метров от вагона. Контролируется температура в грузовых отсеках вагонов, обеспечивается взаимодействие с помощью постоянной связи с воинским караулом и локомотивной бригадой, ведущей состав. При этом соответствующие подразделения завода по переработке ОЯТ постоянно контролируют движение спецпоезда по всему маршруту.

Конструктивные особенности вагон - контейнеров не только обеспечивают безопасность при транспортировке ОЯТ, но и являются надежной защитой в нормальных или аварийных условиях, а также при попытках актов диверсии.

Контейнер герметично закрыт и сохраняет свои свойства при авариях. При создании транспортных контейнеров их подвергают различным испытаниям: сбрасывают с высоты на острые штыри, жгут в специальной ванне с горючей жидкостью или даже устраивают, как это было в Англии, железнодорожную катастрофу.

Внутри транспортного контейнера помещается чехол с ОЯТ. Чехол изготавливается либо полностью из бористой стали, либо имеет элементы, заполненные карбидом бора для поглощения нейтронного излучения.

## 2.2 Транспортировка ОЯТ водным транспортом

В Швеции, где большая часть АЭС находится на берегу Балтийского моря, для транспортировки ОЯТ разработаны и построены специализированные суда. Транспортировку ОЯТ с японских АЭС на перерабатывающие заводы Великобритании и Франции также осуществляют морским путем. Общий вид специализированного судна

<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 27
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

представлен на рисунке 2.2. За 50 лет транспортировки ОЯТ и других источников ионизирующих излучений большой активности не было ни единого случая аварий с какими-либо радиационными последствиями, хотя в мире уже осуществлено вообще более 1 млн. перевозок всеми видами транспорта.

Для перевозок водным путем используются суда типа IMO INF-2, предназначенные для перевозки 4 контейнеров за раз, и суда IMO INF-3, предназначенные для перевозки 8-10 контейнеров за раз. Таким образом, максимальная возможность перевозок данными судами составит от 24 до 60 контейнеров в год. Водный транспорт сейчас наиболее безопасный и дешевый способ: стоимость доставки 1 кг тяжелого металла по Западной Европе составит \$100, а по России -- \$20.

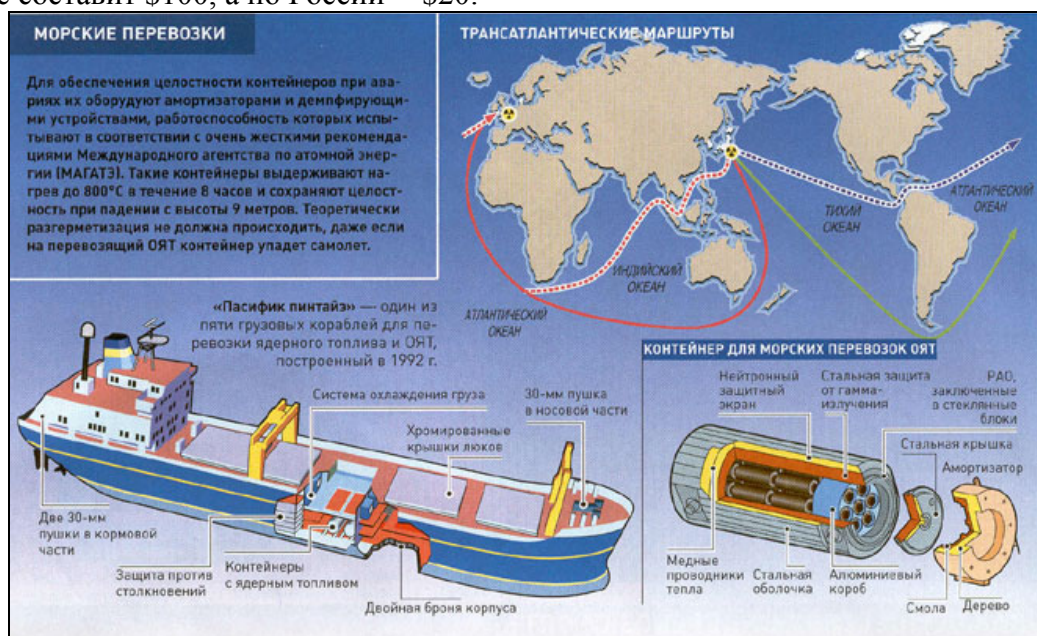


Рисунок 2.2 – Общий вид специализированного судна

Большое внимание уделяется вопросу охраны судов от нападения террористических групп и морских пиратов, в особенности при плавании в прибрежных водах Юго-Восточной Азии и Океании.

Все корабли имеют большой запас непотопляемости, полученный за счет создания специальных водонепроницаемых перегородок, а также дублирования ряда агрегатов.

### 2.3 Опыт транспортировки ОЯТ автомобильным транспортом

Транспортировка ОЯТ посредством использования специальных автотрейлеров большой грузоподъемности осуществляется по заранее согласованному в установленном порядке с государственными органами маршруту с соблюдением специальных мер обеспечения безопасности, в том числе в части возможного воздействия террористических групп.

Наиболее широко такие перевозки осуществляются в США, а также в отдельных странах Европы, в которых отсутствуют соответствующие возможности транспортировки железнодорожным транспортом.

<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 28
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

## 2.4 Опыт транспортировки ОЯТ в мире

В мире контейнеры с отработавшим ядерным топливом перевозили от АЭС к заводам — переработчикам ОЯТ более 15 000 раз.

К настоящему времени компания GNB перевезла и складировала порядка 700 контейнеров с ОЯТ. Помимо перевозок в пределах Германии компания осуществляет транспортировки во Франции, Швейцарии, Бельгии, Нидерландах, России, Литве, США, Чешской Республике и ЮАР. Планируется включить в сферу деятельности GNB Италию. Основные типы контейнеров, используемые при перевозках, - CASTOR и CONSTOR.

Первый транспорт с ОЯТ с французского реактора, находящегося в Маркуле (юго-восток Франции), на завод по переработке компании «КОЖЕМА» в Ла Хаг был доставлен в 1966 году компанией TRANSNUCLEAIRE. С тех пор около 30000 тон ОЯТ были безопасно доставлены на завод на м. Ла Хаг с французских и иностранных АЭС. Это составляет примерно 5500 отгрузок.

С 1985 года Железнодорожным горно-химическим комбинатом (Россия) выполнено более 115 рейсов по доставке ОЯТ, при этом совершено более семисот вагоно-рейсов. Общий пробег вагон — контейнеров составил около 6 миллионов километров.

При этом и в России, и в мире не было случаев какой - либо аварии с выходом радиоактивных веществ в окружающее пространство при транспортировках ОЯТ железнодорожным, автомобильным, речным и морским транспортом.

## 2.5 Транспортировка ОЯТ по странам бывшего СССР

ОЯТ по странам бывшего СССР транспортируется в течение последних 25 лет железнодорожным транспортом.

На смену первым отечественным вагонам-контейнерам ТК-НВ и ТК-АМБ, которые создавались в конце 70-х — начале 80-х гг., появились вагоны-контейнеры: ТК-6, ТК-10, ТК-11 для ОЯТ ВВЭР-440,1000 и РБМК соответственно. В связи с отказом от переработки топлива РБМК вагоны-контейнеры ТК-11, которые были разработаны для РБМК, стали использовать для перевозки на завод РТ-1 топлива БН-350 и БН-600 и в дальнейшем использовались только для перевозки ОЯТ реакторов на быстрых нейтронах.

Для топлива ВВЭР-1000 в середине 80-х гг. создан вагон-контейнер ТК-13, вагон-контейнер ТК-10 снят с производства. В таблице 2.1 приведены данные о типах вагонов-контейнеров и упаковках используемых при транспортировке ОЯТ.

Таблица 2.1 - Типы вагонов-контейнеров и упаковок, используемых при транспортировке ОЯТ.

Тип вагона-контейнера и упаковки	Назначение	Годы создания	Количество, шт.	Принадлежность	Проектный срок эксплуатации, лет	Вместимость, ОТВС
ТК-6	Для перевозки ОЯТ ВВЭР-440, 365, ВК-50 на ПО «Маяк»	1978-1985	15	ПО «Маяк»	30	По 30 ВВЭР-440,365, 18 ВК-50
ТК-10 с упаковкой ТУК-10В	Для перевозки ОЯТ ВВЭР-1000 серийных	1984-1986	7	ГХК	20	6 ВВЭР-1000

<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 29
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

Тип вагона-контейнера и упаковки	Назначение	Годы создания	Количество, шт.	Принадлежность	Проектный срок эксплуатации, лет	Вместимость, ОТВС
или ТУК-10В-1	реакторов и НАЭС					
ТК-11 с упаковкой ТУК-11БН	Для перевозки ОЯТ БН-350, 600 на ПО «Маяк»	1983-1987	7	ПО «Маяк»	20	28 БН-350, 35 БН-600
ТК-13 с упаковкой ТУК-13 или ТУК-13/1В	Для перевозки ОЯТ серийных ВВЭР-1000 на ГХК	1987-1991	12	ГХК	20	12 ВВЭР-1000
ТК-5 с упаковкой ТУК-19	Для перевозки ОЯТ исследовательских реакторов на ПО «Маяк»	1990	2 вагона с 16 контейнерами, 1 вагон с 4 контейнерами	ПО «Маяк» СФ НИКИЭТ	20	4-16 в зависимости от типа ОТВС
ТК-ВГ-18 с упаковками ТУК-18	Для перевозки ОЯТ транспортных реакторов на ПО «Маяк»	1988-1989	4 вагона по 3 контейнера, 40 оборотных контейнеров	ПО «Маяк»	25	21-49 в зависимости от типа
ТК-ВГ-18 с упаковками ТУК-32	Для перевозки ОЯТ на исследование и ПО «Маяк»	1994	1 вагон с 3 контейнерами	ГНЦ РФ-НИИАР	25	3-5 транспортных реакторов, 12 СМ-2 или 21 МИР 9 или 16 РБМК-1000
ТК-8 с упаковками ВТУК-8	Для внутристанционной перевозки ОЯТ РБМК-1000	1963, 1986, 1995	7, в том числе 1 2 3 1	ЛАЭС КАЭС САЭС ЧАЭС		
ТК-НВ ВТУК	Для внутристанционной перевозки на НАЭС с ВВЭР-440,365	1963-1965	2	НАЭС	-	30 ВВЭР-440,365
Железнодорожная тележка ТУК CASTOR ВВЭР-1000	Для внутристанционной перевозки на НАЭС с ВВЭР-1000	1983	1	НАЭС	25	12 ВВЭР-1000

<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 30
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

Вагоны-контейнеры ТК-6 в зависимости от года изготовления находятся в эксплуатации от 13 до 21 года. Эксплуатационный срок службы для них определен заводом-изготовителем в 30 лет, и вывод из эксплуатации будет осуществляться в 2008-2015 гг. Конструкция вагона-контейнера ТК-6 морально устарела. Увеличение платы за перевозки ставит вопрос о необходимости сокращения рейсов за счет применения контейнеров увеличенной вместимости. Таким образом, создание в ближайшее время нового упаковочного комплекта для перевозки ОЯТ ВВЭР-440, отвечающего современным требованиям безопасности и имеющего большую вместимость по сравнению с ТК-6, является актуальным.

Транспортирование ОЯТ ВВЭР-1000 осуществляется с 1986 г. в вагонах-контейнерах ТК-10,13 и транспортных упаковочных комплектах ТУК-10В,13В.

Транспортные средства создавались в 1983-1991 гг. и срок их службы, составляющий 20 лет, истекает в 2011 г., тогда как вывод из эксплуатации энергоблоков АЭС будет происходить в период ориентировочно с 2010 по 2030 г. В связи с этим потребуется замена парка транспортных средств новым.



<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 31
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

### **3 ОБЩИЕ СВЕДЕНИЯ О СУЩЕСТВУЮЩИХ ТЕХНОЛОГИЯХ ХРАНЕНИЯ ОЯТ**

#### **3.1 Общие сведения по технологиям хранения**

Хранилище ОЯТ является ядерной установкой, которая предназначена для безопасного хранения ОЯТ.

Система хранения ОЯТ должна отвечать следующим требованиям ядерной и радиационной безопасности:

- предотвращение возникновения критичности;
- предотвращение распространения радиоактивных веществ;
- защита ОТВС от механического и химического повреждения;
- обеспечение отвода остаточного тепловыделения от ОТВС;
- защита персонала от гамма-излучения;
- защита персонала от нейтронного излучения;
- защита окружающей среды от радиоактивного излучения.

Кроме того, конструкция хранилища должна обеспечивать физическую защиту топлива, радиационную защиту персонала и населения.

В хранилище должны обеспечиваться условия хранения, предотвращающие деградацию топлива в течение всего периода хранения, что позволит в последующем транспортировать ОЯТ для переработки или захоронения.

Существуют разнообразные технологии хранения ОЯТ, удовлетворяющие указанным требованиям ядерной и радиационной безопасности. Все системы хранения ОЯТ можно разделить по способу отвода остаточного тепловыделения от ОТВС на системы бассейнового ("мокрого") хранения (теплоотвод от ОТВС осуществляется с помощью жидкости, обычно воды) и системы «сухого» хранения (теплоотвод от ОТВС осуществляется за счет конвекции окружающей сухой газовой среды, как правило, инертного газа и теплопроводности конструкционных материалов).

##### **3.1.1 Хранилища бассейнового типа**

Хранилища бассейнового типа первоначально создавались при заводах по переработке облученного топлива по типу приреакторных бассейнов выдержки. Принципиально хранилище бассейнового типа отличается от приреакторного бассейна выдержки только тем, что предназначено для длительного хранения ОЯТ, а потому находится вне реакторного зала в специально предназначенном для этой цели сооружении на территории АЭС или за ее пределами.

Основная составная часть хранилища бассейнового типа – бассейн выдержки топлива, который представляет собой железобетонное сооружение с герметичной металлической облицовкой. Хранение ОТВС осуществляется либо в специальных чехлах, которые, как правило, располагаются несколькими ярусами либо в стеллажах хранения, обеспечивающих индивидуальное хранение ОТВС. Шаг размещения как чехлов, так и ОТВС в стеллажах обеспечивает требуемую подкритичность системы хранения ОЯТ.

Следует отметить следующие достоинства систем хранения бассейнового типа:

- эффективный теплоотвод избыточных тепловыделений охлаждающей водой;

<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 32
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

- хорошие показатели радиационной защиты, которые достигаются благодаря поглощающим свойствам воды;

- относительно простые транспортно-технологические операции.

Основные недостатки хранилища бассейнового типа:

- значительные затраты на сооружение;
- активная система отвода избыточных тепловыделений от ОТВС;
- большие размеры и сложная конструкция;
- необходимость эксплуатации систем для подготовки и очистки воды бассейна от механических примесей и радиоактивных загрязнений, что приводит к образованию вторичных радиоактивных отходов;

- высокие эксплуатационные расходы, включая на содержание зданий и сооружений в процессе долговременного хранения ОЯТ.

За последние 20 лет новых типов хранилищ бассейнового типа практически не создавалось. Их вытеснили более перспективные технологии «сухого» хранения.

Сравнение технологий «мокрого» и «сухого» хранения ОЯТ приведено в приложении Б к настоящему отчету.

### **3.1.2 Хранилища «сухого» типа**

В зависимости от применяемой технологии хранения сухие хранилища ОЯТ подразделяются на два основных типа:

- хранилища контейнерного типа;
- хранилища модульного типа.

Для хранилищ контейнерного типа в зависимости от назначения могут применяться следующие контейнеры:

- одноцелевые - предназначены исключительно для хранения ОЯТ;
- двухцелевые - предназначены для хранения и транспортировки ОЯТ.

Хранение контейнеров в таких хранилищах может осуществляться как на открытых площадках, так и в зданиях различной конструкции.

Хранилище модульного типа могут различаться в зависимости от количества ОЯТ в отдельном модуле:

- при размещении одного пенала/чехла в модуле – хранилище модульного типа;
- при размещении массива пеналов/чехлов в модуле – хранилище камерного (бункерного) типа.

Основное отличие хранилищ модульного типа от контейнерного типа - это размещение герметичных канистр с ОТВС в модульных бетонных конструкциях различного типа.

Основные достоинства хранилищ «сухого» типа:

- возможность строительства очередями и более низкие начальные инвестиции в сооружение;

- пассивная система отвода остаточных тепловыделений от ОТВС;
- незначительное образование РАО при эксплуатации хранилища;
- низкие эксплуатационные расходы.

Основными недостатками хранилищ «сухого» типа по сравнению с хранилищами «мокрого» типа, являются:

- опыт эксплуатации в различных странах меньше, чем хранение в бассейнах;



<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 33
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

- отсутствие в полном объеме знаний относительно деградационных процессов ОТВС при длительном «сухом» хранении;
- более высокие дозозатраты персонала при эксплуатации хранилища «сухого» типа по сравнению с эксплуатацией бассейнов.

В следующих разделах выполнено краткое описание различных технологий контейнерных и модульных хранилищ с указанием их основных отличительных особенностей.

Анализ большинства существующих в мире технологий "сухого" хранения ОЯТ выполнен в работе [11]. В разделах 4 и 5 настоящего документа представлены основные технологии «сухого» хранения.

### **3.2 Опыт хранения ОЯТ в мире**

#### **3.2.1 Опыт хранения ОЯТ во Франции**

Компания «COGEMA LOGISTIC» развивает технологию «сухого» хранения ОЯТ, как наиболее удобный и дешевый способ обращения с отработанным топливом. Компания уже разработала и поставляет потребителям по всему миру различные типы систем:

- металлические контейнеры 24-ой серии TN-24;
- системы NUHOMS;
- системы камерного хранения.

Эти технологии постоянно совершенствуются и развиваются, в соответствии с требованиями заказчиков и надзорных органов. Контейнерные системы NUHOMS изначально использовались только для хранения ОЯТ, сейчас их можно применять и для транспортировки.

#### **3.2.2 Опыт хранения ОЯТ в Германии**

В Германии используется технология «сухого» контейнерного хранения ОЯТ в пристанционных хранилищах. Для хранения и транспортировки ОЯТ на переработку применяются контейнеры фирмы GNB. В настоящее время используются следующие типы контейнеров:

- CASTOR THTR двухцелевой (для транспортировки и хранения);
- CASTOR V/19 двухцелевой (для транспортировки и хранения);
- CASTOR V/52 двухцелевой (для транспортировки и хранения);
- CASTOR HAW 20/28CG двухцелевой (для транспортировки и хранения);
- CASTOR 440/84 двухцелевой (для транспортировки и хранения).

#### **3.2.3 Опыт хранения ОЯТ в Литве**

В Литве для хранения ОЯТ РБМК-1500 используется технология «сухого» контейнерного хранения на площадке Игналинской АЭС. Для хранения применяются контейнеры немецкой фирмы GNB двух типов:

CASTOR RBMK – чугунный контейнер двухцелевой (для транспортировки и хранения);

CONSTOR RBMK – металлобетонный двухцелевой (для транспортировки и хранения).

<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 34
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

### **3.2.4 Опыт хранения ОЯТ в Чехии**

В Чехии для хранения ОЯТ ВВЭР-440 используется технология «сухого» контейнерного хранения на площадке АЭС Дукованы. Для хранения применяются контейнеры немецкой фирмы GNB - CASTOR 440/84 – чугунный контейнер двухцелевой (для транспортировки и хранения).

### **3.2.5 Опыт хранения ОЯТ в Венгрии**

В Венгрии для хранения ОЯТ ВВЭР-440 используется технология «сухого» камерного хранения MVDS на площадке АЭС Пакш.

### **3.2.6 Опыт хранения ОЯТ в США**

В США для хранения ОЯТ применяются различные технологии «сухого» хранения:

- технология модульного хранения ОЯТ;
- технология контейнерного хранения ОЯТ;
- технология камерного хранения ОЯТ.

Для хранения ОЯТ в США применяют технологию модульного хранения типа NUHOMS, технологию контейнерного хранения с использованием многоцелевых герметичных корзин (МЦК) фирмы «HOLTEC INTERNATIONAL», контейнерные хранилища более старых конструкций типа Sierra Nuclear (контейнеры VSC), хранилища камерного типа небольшой вместимости.

### **3.2.7 Опыт хранения ОЯТ в России**

Действующее хранилище для ОЯТ реакторов ВВЭР-1000 в Железногорске бассейнового типа.

Небольшое временное хранилище ОЯТ реакторов типа ВВЭР-440, а также транспортных энергетических установок, расположено на перерабатывающем заводе ПО «Маяк» (Южный Урал) также бассейнового типа.

ОЯТ реакторов РБМК хранится прямо на атомных станциях в хранилищах бассейнового типа.

Новое хранилище в Железногорске, планируемое к реализации, предполагается «сухого» камерного типа.

<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 35
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

#### **4 ОПИСАНИЕ ОСНОВНЫХ ТИПОВ КАМЕРНЫХ (БУНКЕРНЫХ) ХРАНИЛИЩ ОЯТ**

Общий принцип камерного хранения ОЯТ заключается в том, что отработавшее топливо хранится в герметичных тонкостенных металлических чехлах, заполненных инертным газом, а сами чехлы располагаются в бетонных камерах. Бетонная конструкция служит в качестве радиационной защиты, а также предотвращает повреждение металлических чехлов. Теплоотвод осуществляется с помощью вентиляции воздуха за счет естественной конвекции.

Камеры хранения также можно подразделить на два типа с условными названиями – "чехол в камере" и "ОТВС в камере".

Концепция системы "чехлы в камере" подобна концепции вентилируемого контейнера, однако внутри бетонной камеры располагается несколько чехлов (от нескольких до нескольких десятков). Хранилище такого типа может быть модульного типа. Таким образом, вместимость хранилища может увеличиваться по мере необходимости без внесения существенных конструктивных изменений в проект. Принципиальное достоинство такой системы, по сравнению с контейнерной, состоит в экономии материалов. Для строительства единого бетонного здания хранилища требуется меньше материалов, по сравнению с изготовлением бетонного корпуса каждого контейнера.

В системе хранения типа "ОТВС в камере" ОТВС загружаются в камеру хранения без внешней упаковки - чехла. Вторичная защитная оболочка уже встроена в камеру, образуя ячейки хранения, которые после загрузки ОТВС герметично закрываются. Ячейки хранения заполняются инертным газом. Для перегрузочных операций используется транспортно-перегрузочный механизм, оборудованный радиационным экраном для защиты оператора от воздействия ионизирующего излучения.

##### **4.1 Камерное хранилище CASCAD**

Хранилище CASCAD (схематическое изображение на рисунке 4.1) [5-9] представляет собой объект модульной конструкции для «сухого» хранения ОЯТ, позволяющий в дальнейшем извлекать ОТВС для их отправки на другие объекты или заводы.

ОТВС устанавливаются в чехол и помещаются в таком виде в колодцы, охлаждаемые за счет естественной конвективной циркуляции воздуха. Колодцы-цилиндры подвешены к бетонной плите, над которой находится зал перегрузки, где с помощью мостового крана, оборудованного манипулятором, осуществляются операции загрузки и разгрузки ОТВС. Вся эта система представляет собой хранилище-модуль. Объект хранения может состоять из нескольких хранилищ-модулей, обслуживаемых общим устройством для разгрузки транспортных контейнеров и установки ОТВС в чехлы. Каждое хранилище-модуль имеет собственную вентиляционную систему (воздухозаборник и вентиляционная труба).

Система предусматривает хранение ОЯТ сроком до 50 лет. Основные характеристики камерного хранилища типа CASCAD представлены в таблице 4.1.

На пути распространения радиоактивных веществ в системе имеется 3 инженерных барьера герметичности:

- оболочка ТВЭЛ;

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 36
Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

- чехол из коррозионностойкой стали с герметичными сварными соединениями, в который устанавливается ОТВС, выгружаемая из транспортного контейнера;
- вентилируемый колодец, в который помещается чехол и который закрывается герметически при помощи фланцевого соединения с двойным уплотнительным кольцом (круглого сечения).

Такая концепция исключает необходимость в проверке ОТВС, извлекаемых из реактора, и допускает возможность хранения ОТВС с ТВЭЛ, имеющими поврежденные оболочки.

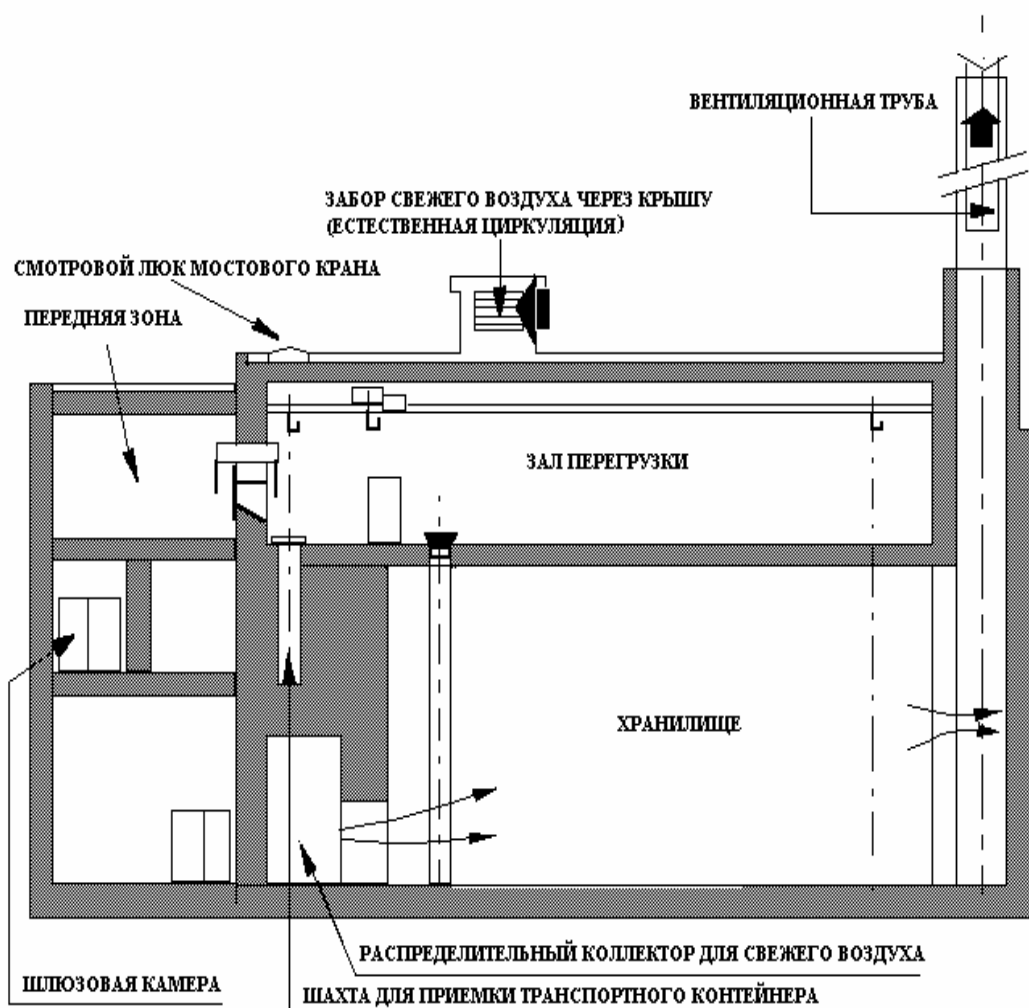


Рисунок 4.1 - Хранилище ОЯТ типа CASCAD

Для контроля барьеров герметичности в хранилище CASCAD осуществляется:

- периодический отбор проб воздуха из колодцев для обнаружения возможного наличия газов деления (Криптон-85);
- постоянный контроль уровня активности охлаждающего воздуха, выходящего из вентиляционной трубы;

<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 37
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

- контроль активности циркулирующего воздуха в зоне выхода из зала перегрузки над бетонным перекрытием.

Для сохранения целостности оболочек ТВЭЛ в течение срока хранения топлива не должна превышать предельно допустимая температура оболочки ТВЭЛ. В хранилище CASCAD чехол с ОТВС перед герметизацией заполняется инертным газом; в этих условиях принято считать, что предельно допустимая температура для оболочки из циркониевого сплава, при которой обеспечиваются номинальные характеристики материала в процессе длительного хранения, составляет около 380 °С.

Для обеспечения подкритического состояния топлива принимается соответствующий шаг расположения колодцев хранилища. При этом учитывается обеспечение безопасности при экстремальных воздействиях и авариях. При необходимости плотность схемы компоновки колодцев можно увеличить путем применения в конструкции чехлов нейтроно поглощающего материала.

Дополнительно к вышеописанным мероприятиям по созданию барьеров герметичности выполняются, в частности, следующие мероприятия радиационной защиты:

- ослабление ионизирующего излучения при помощи дополнительной биологической защиты;
- поддержание с помощью вентиляции перепада давления между помещениями с разными уровнями опасности для того, чтобы в случае аварии обеспечить соответствующую функцию локализации, то есть сократить риск распространения радиоактивных веществ в окружающую среду.

#### **Отличительные особенности системы CASCAD:**

- ОТВС герметизируются в чехлах непосредственно в хранилище и после извлечения из транспортного контейнера;
- труба колодца-хранилища выполнена из коррозионностойкой стали;
- хранилище оборудовано двумя кранами - один большой грузоподъемности для кантовки и транспортировки контейнера, второй - кран-манипулятор для перемещения ОТВС, заглушек и пробок защитных колодцев;
- каждый модуль имеет собственную пассивную вентиляционную систему (воздухозаборник и вентиляционную трубу);
- хранилище выполняется модулями на 500 или 1500 тонн металлического урана.

При использовании хранилища для ОТВС реактора ВВЭР-1000 четырехлетней выдержки возможно размещение трех ОТВС в каждом чехле, а в каждый колодец можно установить два чехла один над другим. При такой схеме один модуль хранилища на 500 тонн металлического урана будет иметь 200 колодцев.

Проект хранилища CASCAD лицензирован регулирующими органами Франции применительно для хранения отработавшего топлива французского тяжеловодного реактора.

Таблица 4.1 - Основные характеристики хранилища CASCAD

Наименование	Значение
Разработчик	SGN, Франция
Лицензионный статус	Лицензия Французского регулирующего органа
Тип хранилища	Бетонное камерное модульное

<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 38
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. <b>03</b>

Наименование	Значение
Тип топлива	PWR, BWR, GCR, FBR, ВВЭР, РБМК, HWR
Начальное обогащение топлива	0-90 %
Максимальная глубина выгорания топлива	60000 МВт·сут/тU
Минимальный срок предварительного охлаждения	Не менее 2 лет
Максимальный срок хранения топлива	50 лет
Количество барьеров герметичности	3
Внутренняя среда хранения топлива	Гелий
Максимальная температура топлива (для циркониевой оболочки)	380 °С
Максимальная мощность дозы на рабочих местах	0,25 мбэр/ч
Вместимость одного модуля хранилища	500 или 1500 тонн металлического урана
Высота колодца	0,5 м (HWR) – 10 м (РБМК)
Структура чехла хранения	Многоячейковая
Стоимость хранения	40-50 \$/кг U

#### **4.2 Бетонное модульное хранилище типа MVDS**

Технология "Modular Vault Dry Store" (MVDS) [7,10-12] была разработана в Великобритании и впервые начала эксплуатироваться на АЭС Wylfa в Англии 20 лет назад. На сегодняшний день в мире эксплуатируется несколько модификаций сухих хранилищ типа MVDS в Англии, Шотландии и США. Права на технологию имеет компания GEC ALSTHOM Engineering System Ltd. Разработчики считают, что система MVDS может быть приспособлена для «сухого» хранения любого типа топлива: PWR, BWR, AGR, Magnox, ВВЭР, РБМК, CANDU и др. Система MVDS имеет генеральную лицензию NRC в США.

Типичная система «сухого» хранения MVDS включает в себя:

- приемный отдел;
- камеру хранения;
- транспортно-перегрузочный механизм (ТПМ).

Существует две основные модификации хранилища MVDS, отличие которых состоит в технологии загрузочных операций. В одном варианте ОТБС перевозятся в хранилище MVDS и только там заключаются в герметичные стальные чехлы. В другом - ОТБС заключаются в герметичные чехлы в реакторном отделении АЭС и в таком виде транспортируются и устанавливаются в хранилище. Обе модификации хранилища лицензированы и реализованы.

Принципиальная схема хранилища типа MVDS показана на рисунке 4.2. Система охлаждения ОТБС в системе MVDS пассивная. ОЯТ охлаждается с помощью восходящего воздушного потока, поступающего через входные вентиляционные отверстия, обтекающего топливные чехлы и выходящего через вентиляционную трубу.

Система охлаждения MVDS обеспечивает непревышение температуры стенки ТВЭЛ реакторов типа LWR (после 5 лет выдержки в приреакторных бассейнах выдержки) значения 180°С. Возможность поддержания такой достаточно низкой температуры отработавшего

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 39
Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

топлива с помощью пассивной «сухой» системы охлаждения была одним из основных аргументов выбора технологии MVDS для хранения отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР в Венгрии.

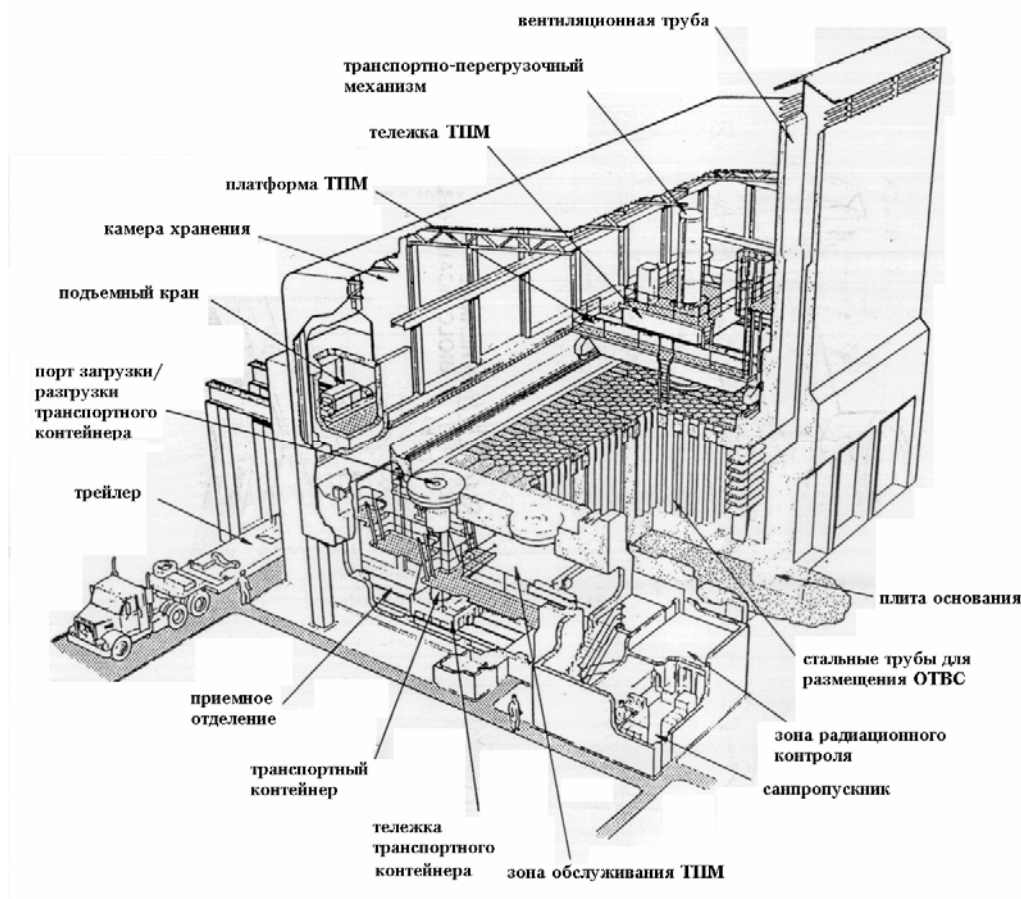


Рисунок 4.2 - Хранилище камерного типа MVDS

ОТВС загружаются в соответствующую ячейку хранения в стеллаже бетонного модуля. Ячейка хранения может быть двух типов - цилиндр хранения (Fuel Storage Tube (FST)) и чехол хранения (Fuel Storage Containers (FSC)). Разница между ними состоит в принципе герметизации. FST после загрузки ОТВС закрывается защитной втулкой, уплотненной эластомерными прокладками. FSC закрывается крышкой, которая крепится к корпусу чехла болтами и уплотняется металлическими прокладками. ОТВС хранятся в FST/FSC в инертной среде (гелий). В разных проектах один FST или FSC может вмещать одну или несколько ОТВС. Внешняя поверхность FST/FSC покрыта антикоррозионным веществом на основе алюминия.

Барьеров герметичности на пути распространения радиоактивных продуктов деления в окружающую среду - два. Первый - оболочка ТВЭЛ, второй - оболочка FST/FSC. Контроль герметичности первого и второго барьеров производится с помощью визуального наблюдения оболочки топливного чехла или цилиндра (модуль хранения MVDS оборудован системой телевизионного наблюдения) и (или) анализа состава охлаждающего воздуха на

<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 40
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

выходе вентиляционной трубы. Так как ОТВС хранятся в среде инертного газа, процесс окисления оболочек ТВЭЛ в течение периода хранения не происходит.

Ячейки хранения ОТВС закрываются дополнительно стальными крышками, которые выполняют роль экрана для защиты от ионизирующих излучений и физической защиты. В конце срока хранения разгрузка хранилища производится в обратной последовательности к загрузке. Вместимость одного модуля MVDS составляет до 200 ОТВС реакторов PWR и BWR.

Основные характеристики хранилища типа MVDS представлены в таблице 4.2.

**Отличительные особенности проекта:**

- установка ОТВС в чехлы, герметизация, заполнение нейтральным газом может происходить непосредственно в реакторном отделении с последующей загрузкой их в транспортный контейнер;

- чехол закрывается двумя крышками с болтовым креплением;
- чехол изготавливается из углеродистой стали с наружным алюминиевым покрытием, наносимым методом плазменного напыления;

- после завершения срока хранения чехлы могут транспортироваться на объекты захоронения или регенерации;

- применение пассивной системы охлаждения, принцип "термосифон";

- полная автономность функционирования.

Типовой проект MVDS утвержден комиссией по ядерному регулированию США в 1988 году.

Таблица 4.2 - Основные характеристики хранилища типа MVDS

Разработчик	GEC ALSTHOM, Великобритания
Лицензионный статус	Генеральная лицензия NRC, США
Тип хранилища	Бетонное камерное модульное
Тип топлива	Magnox, PWR, BWR, ВВЭР и др.
Максимальный срок эксплуатации	40-50 лет
Количество барьеров герметичности	2
Внутренняя среда хранения топлива	Гелий
Максимальная температура топлива (для циркониевой оболочки топлива LWR с предварительной выдержкой 5 лет)	180 °C
Вместимость одного модуля хранилища	До 200 ОТВС (PWR, BWR)
Структура чехла хранения	Многоячейковая или одначейковая
Стоимость хранения	30-50 \$/кг U

#### 4.3 Бетонное модульное хранилище FUELSTOR

Система для хранения ОЯТ FUELSTOR [7;8;11;13] разработана компанией «Siemens Power Corporation» (Германия) и относится к бетонным камерным модульным хранилищам. Вид хранилища в разрезе представлен на рисунке 4.3. Система FUELSTOR предназначена для хранения ОЯТ реакторов PWR, BWR, ВВЭР и РБМК.

Система FUELSTOR включает в себя:



ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 41
Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ		Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.02 Ред. 03

- приемное отделение;
- транспортно-перегрузочный механизм;
- камера хранения;
- вспомогательное оборудование.

В системе хранения FUELSTOR отработавшее топливо помещается в герметичный стальной одно- или многоячейковый чехол, который заполняется инертным газом. В чехле могут быть размещены: 1 ОТВС реактора ВВЭР-1000, или 3 ОТВС реактора ВВЭР-440.

С помощью ТПМ каждый чехол перемещается в камеру хранения и горизонтально размещается в ячейке стеллажа хранения. Топливные чехлы в камере хранения со всех сторон окружены бетонными стенами, которые являются радиационной и физической защитой топливных чехлов.

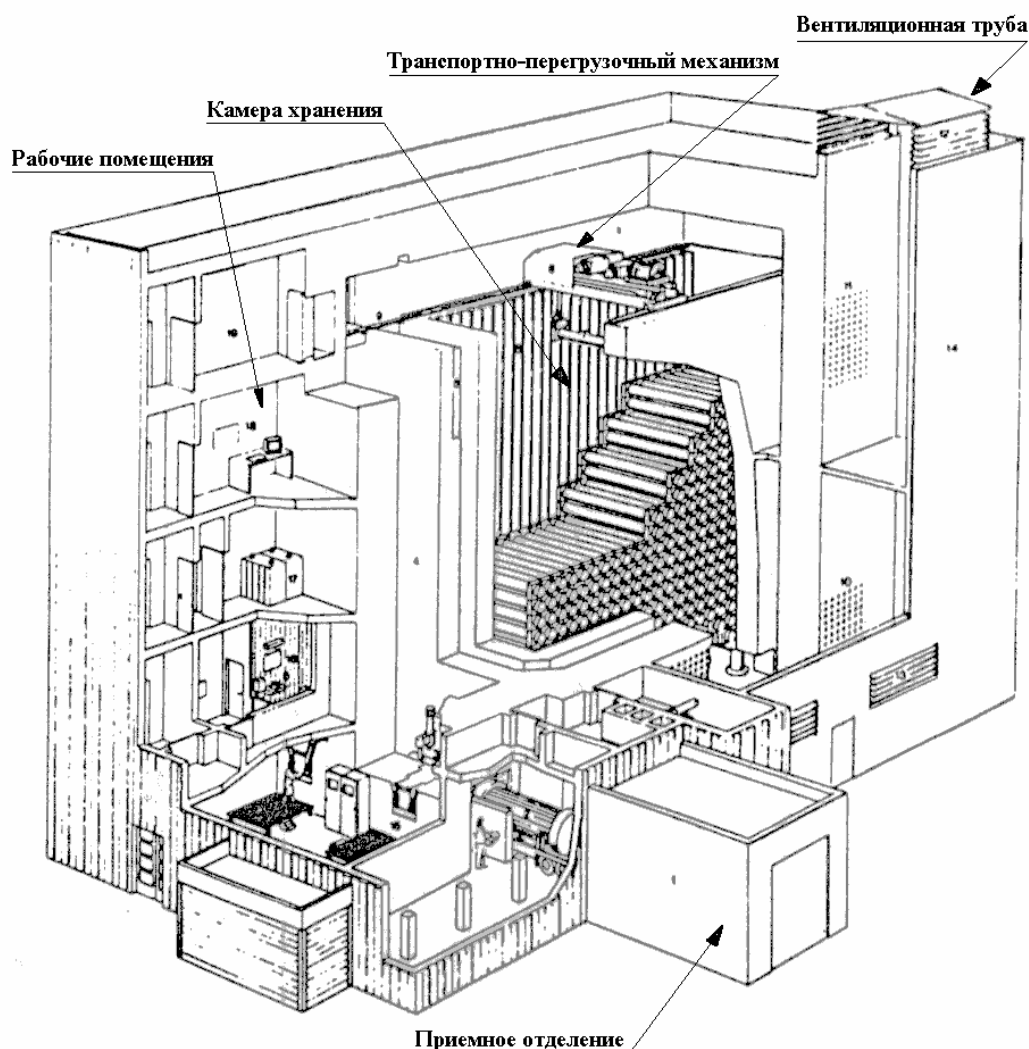


Рисунок 4.3 - Система для хранения ОЯТ FUELSTOR

Система охлаждения воздушная, пассивная, саморегулирующаяся. В бетонной стене имеются вентиляционные каналы для обеспечения теплоотвода от чехлов с ОТВС, который

<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 42
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

происходит за счет естественной циркуляции воздуха. При начальной мощности тепловыделения 1 кВт на чехол температура оболочки ТВЭЛ обеспечивается менее 250 °С.

Приемное отделение спроектировано для приема грузовых транспортных авто- и железнодорожных платформ. Проектная вместимость хранилища типа FUELSTOR составляет 500 или 3000 тонн металлического урана (1098 или 6593 ОТВС реактора ВВЭР). Увеличение вместимости хранилища возможно путем наращивания количества модулей.

Основные характеристики системы FUELSTOR представлены в таблице 4.3.

**Отличительные особенности системы:**

- хранение чехлов с ОТВС осуществляется в горизонтальном положении с высокой плотностью укладки;
- низкие дозы облучения обслуживающего персонала;
- устойчивость строительных конструкций к внешним воздействиям, в том числе, к удару от падающего самолета;
- небольшие площади при компактном хранении топлива;
- низкая максимальная температура оболочек ТВЭЛ (не более 250 °С) при тепловыделении топлива 2 Вт/кг U.

Таблица 4.3 - Основные характеристики системы FUELSTOR

Разработчик	Siemens Power Corporation, Германия
Лицензионный статус	Данные отсутствуют
Тип хранилища	Бетонное камерное модульное
Тип топлива	PWR, BWR, ВВЭР, РБМК
Вместимость чехла	1-ВВЭР-1000, 3-ВВЭР-440
Максимальный срок эксплуатации	40-50 лет
количество барьеров герметичности	2
Внутренняя среда хранения	Гелий
Максимальная температура оболочки ТВЭЛ	250 °С
Стоимость хранения для условий Германии	для хранения 500 тонн урана - 30-40 \$/кг U; для хранения 3000 тонн урана - 25-30 \$/кг U.

#### 4.4 Бетонные модульные хранилища типа MACSTOR

Система «сухого» хранения ОЯТ MACSTOR (Modular Air-Cooled STORage system) [13-16] разрабатывалась для хранения отработавшего ядерного топлива реакторов CANDU. Расчеты, выполненные компанией AECL CANDU совместно с фирмой Transnucleaire, показали, что система MACSTOR может быть приспособлена для хранения отработавшего ядерного топлива реакторов PWR, BWR, ВВЭР-1000, ВВЭР-440 и РБМК.

Система MACSTOR состоит из:

- монолитного бетонного модуля;
- топливного чехла с корзиной хранения;
- транспортно-перегрузочного контейнера (ТПК);
- MACSTOR-перегрузочного механизма;
- вспомогательного оборудования;
- транспортера.

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 43
Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

Модификация системы «сухого» хранения MACSTOR, разработанная для ОТВС реактора ВВЭР-1000, предназначена для хранения отработавшего ядерного топлива с максимальной глубиной выгорания 40 ГВт-сут/т U и минимальным периодом предварительного охлаждения 6 лет.

Система «сухого» хранения ОЯТ MACSTOR представляет собой бетонные модули. В бетонном модуле располагается два ряда чехлов. Вместимость одного модуля -16 чехлов. Чехол рассчитан для размещения 13 ОТВС реактора ВВЭР-1000. Охлаждение топлива производится за счет естественной конвекции окружающего воздуха, поступающего в бетонный модуль через 8 нижних отверстий, а нагретая воздушная масса выходит через 10 верхних отверстий.

Изображение бетонного модуля MACSTOR представлено на рисунке 4.4.

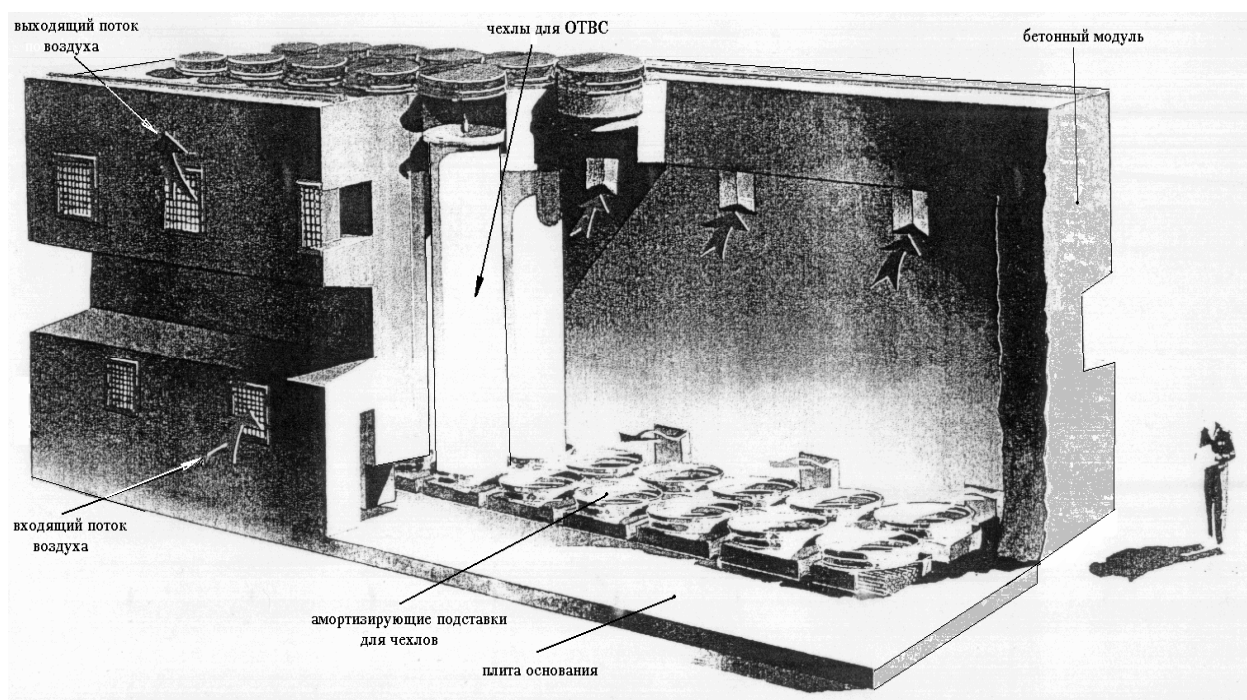


Рисунок 4.4 - Бетонный модуль хранилища MACSTOR

Топливный чехол состоит из корпуса и внутренней корзины. Корпус топливного чехла выполнен из углеродистой стали. Внутренние и внешние поверхности чехла покрыты антикоррозионным материалом. Крышка крепится к корпусу чехла с помощью 36 болтов. Герметичность разъема между крышкой и корпусом чехла обеспечивается двумя металлическими прокладками. Полость чехла заполняется гелием атмосферного давления. Пространство между металлическими прокладками также заполняется гелием, но более высокого давления. Давления в пространстве между прокладками регистрируется устройством, которым оборудован каждый чехол. Уменьшение этого давления будет свидетельствовать о том, что в одной из прокладок есть течь.

Корзина выполнена из комбинации алюминия и борированного алюминия. В корзине хранения имеется 13 ячеек для размещения и фиксирования ОТВС реактора ВВЭР-1000.

<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 44
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

Для установки топливных чехлов в модули используется козловой кран и грузовая платформа. Козловой кран используется для подъемных операций с транспортным перегрузочным контейнером (ТПК) и топливным чехлом внутри него. Грузовая платформа используется как опора при установке транспортного контейнера на верхнее основание модуля, а также служит для перемещения нижней передвижной крышки ТПК. Кран с платформой перемещается над бетонным модулем по рельсовым путям.

Основные параметры системы хранения ОЯТ MACSTOR представлены в таблице 4.4.

**Отличительные особенности системы:**

- установка ОТВС в чехлы, герметизация, заполнение нейтральным газом может происходить непосредственно в реакторном отделении с последующей загрузкой их в транспортный контейнер;
- чехол закрывается двумя крышками с болтовым креплением;
- чехол изготавливается из углеродистой стали с наружным антикоррозионным покрытием;
- после завершения срока хранения чехлы могут транспортироваться на объекты захоронения или регенерации;
- применение пассивной системы охлаждения;
- контроль барьеров герметичности.

Таблица 4.4 – Основные параметры системы хранения ОЯТ MACSTOR

Разработчик	AECL CANDU, Канада "Transnucleaire", Франция
Лицензионный статус	Неизвестен
Тип хранилища	Бетонный модуль
Тип топлива	CANDU, PWR, BWR, ВВЭР-1000, ВВЭР-440, РБМК
Максимальная глубина выгорания топлива ВВЭР-1000	40-49 ГВтсут/кг U
Минимальное время предварительного охлаждения топлива ВВЭР-1000	>6-10 лет
Вместимость MACSTOR-модуля	16 топливных чехлов 208 ОТВС (ВВЭР-1000)
Максимальный срок эксплуатации	40-50 лет
количество барьеров герметичности	2
Внутренняя среда хранения	Гелий
Максимальная температура топлива	<320 °С (13 кВт на контейнер)
Вместимость топливного чехла	13 ОТВС (ВВЭР-1000)
Средняя стоимость	Данные отсутствуют

#### 4.5 Горизонтальные бетонные модули NUHOMS

Система для хранения ОЯТ NUHOMS [7;11;17-19] спроектирована фирмой Pacific Nuclear (США) и ФРАМАТОМ (Франция). Система разрабатывалась для топлива реакторов типа PWR и BWR. 80% хранилищ ОЯТ в США используют систему NUHOMS. Проект системы NUHOMS имеет лицензию Комиссии по ядерному регулированию США.

<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 45
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

Концепция хранения ОЯТ в горизонтальном бетонном модуле NUHOMS предусматривает хранение ОТВС в герметичных стальных пеналах, заполненных инертным газом (гелий, азот). Радиационную и конструктивную защиту чехла осуществляет бетонный модуль. Теплоотвод от пеналов происходит с помощью естественной конвекции воздуха в бетонном модуле, поступающего через вентиляционные отверстия в стене модуля. Внешний вид группы из двух модулей NUHOMS изображен на рисунке 4.5.

Бетонный модуль обеспечивает физическую защиту пенала при наихудших условиях таких природных явлений как торнадо, землетрясения и наводнения, а также обеспечивает высокоэффективную биологическую защиту, достаточную для уменьшения профессиональных доз в соответствии с целями ALARA и для снижения граничных доз на площадке до регулирующих значений. Данный модуль также обеспечивает условия для непосредственного перемещения пенала в соответствующий транспортный контейнер при использовании системы погрузки и транспортировки пеналов.

Максимальный период хранения ОЯТ в системе NUHOMS 40-50 лет.

Количество барьеров герметичности может быть один или два. Размещение ОТВС в пенале без дополнительных барьеров рассматривается как один барьер герметичности без учета оболочки ТВЭЛ. При размещении каждой ОТВС в отдельном герметичном патроне, а затем размещение герметичных патронов в герметичном пенале – рассматривается как два барьера герметичности без учета оболочки ТВЭЛ. Новые разработки системы NUHOMS предусматривают создание двух барьеров герметичности с использованием двух герметичных крышек пенала с ОТВС.

Составные части системы хранения NUHOMS:

- герметичный пенал с корзиной хранения;
- бетонный горизонтальный модуль;
- транспортно-перегрузочный контейнер (ТПК);
- транспортер.

Специальный транспортер (рисунок 4.6), оснащенный вспомогательным оборудованием, используется для доставки загруженного ТПК к бетонному модулю и обеспечивает точное позиционирование ТПК с бетонным модулем для последующей установки пенала в модуль. Гидравлический толкатель используется для перегрузки пенала с ОТВС из ТПК в бетонный модуль.

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 46
Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

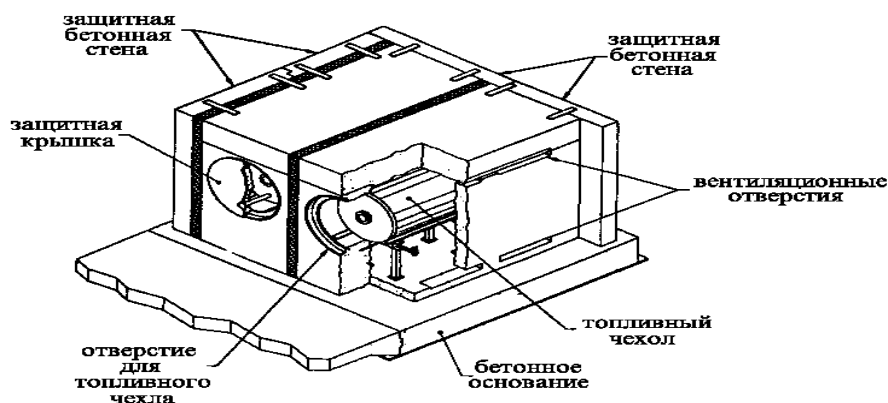


Рисунок 4.5 - Горизонтальный бетонный модуль NUHOMS

#### Отличительные особенности системы NUHOMS:

- многоступенчатые пены для размещения ОТВС изготавливаются из тонколистовой нержавеющей стали, заполненных гелием и завариваемых полуавтоматом;
- горизонтальное размещение топлива;
- применение большого числа вспомогательных механизмов на площадке хранения;
- простота и дешевизна изготовления строительных конструкций-модулей хранения;
- проект адаптирован для топлива реакторов ВВЭР-440, ВВЭР-1000.

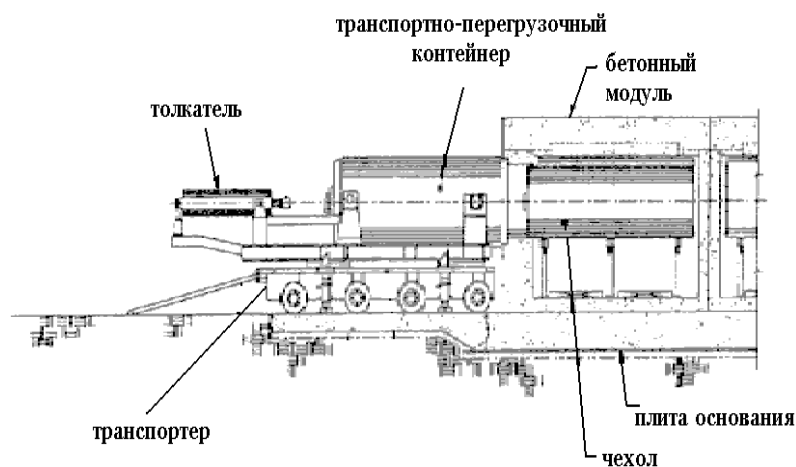


Рисунок 4.6 - Система загрузки чехла в горизонтальный бетонный модуль NUHOMS

<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 47
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

Таблица 4.5 - Основные параметры системы хранения ОЯТ в горизонтальных бетонных модулях типа NUHOMS

Разработчик	Pacific Nuclear, США, и АТЕА ФРАМАТОМ, Франция и (или) VECTRA
Лицензионный статус	Частные лицензии NRC, США, Лицензия FRANATOM(Франция), а также Японии и Кореи
Тип хранилища	Горизонтальный бетонный модуль
Тип топлива	PWR, BWR, ВВЭР
Максимальный срок эксплуатации	40-50 лет
количество барьеров герметичности	1-2
Внутренняя среда хранения	Гелий, азот
Максимальная температура топлива	<380 °С
Вместимость чехла хранения при двух барьерах герметичности:	
- для топлива ВВЭР-440	55 ОТВС
- для топлива ВВЭР-1000	19 ОТВС
Стоимость хранения	36-45\$/кг U

<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 48
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

## **5 ОПИСАНИЕ ОСНОВНЫХ ТИПОВ КОНТЕЙНЕРНЫХ ХРАНИЛИЩ ОЯТ**

Общий принцип контейнерного хранения ОЯТ заключается в том, что отработавшее топливо хранится в герметичных тонкостенных металлических чехлах, заполненных инертным газом, а сами чехлы располагаются в корпусе контейнера. Прочная конструкция корпуса контейнера служит в качестве радиационной защиты, а также предотвращает повреждение металлических чехлов. Теплоотвод осуществляется за счет естественной конвекции окружающего воздуха.

Основные составные части контейнера для ОЯТ - корпус и крышка (крышки). Корпус обеспечивает возможность размещения в нем ОЯТ с соблюдением требований ядерной и радиационной безопасности. От одной до трех крышек крепятся к корпусу контейнера болтами (шпильками) или привариваются к нему. Корпус и крышка (крышки) могут иметь сложную структуру, одним из элементов которой может быть материал - поглотитель нейтронов.

В полость корпуса контейнера помещается конструкция с многоэлементной структурой, образующей ячейки хранения и предназначенной для размещения в ней топливных сборок. Многоэлементная структура может быть герметичной и негерметичной. Герметичная многоэлементная структура для размещения ОТВС, другими словами тонкостенный металлический чехол, может иметь одну - три крышки, которые служат для герметизации контейнера и выполняют функции радиационной защиты. Герметичность разъема между крышкой и корпусом контейнера обеспечивается прокладками (если крышка крепится к корпусу болтами или шпильками) или качественной сваркой.

Контейнеры для хранения ОТВС очень похожи на транспортные контейнеры, что и побудило фирмы-изготовителей предложить контейнеры комплексного типа (многоцелевые), которые можно использовать как для хранения, так и для транспортировки ОТВС, и, возможно, для окончательного захоронения в специальных могильниках. Контейнеры комплексного типа одновременно удовлетворяют требованиям по безопасности для хранения ОЯТ и международным требованиям для транспортировки ОЯТ. Контейнеры комплексного типа исключают необходимость перегрузки ОТВС в конце цикла временного хранения на промплощадке АЭС.

Если же контейнер является специализированным контейнером для хранения ОТВС, то его габаритные размеры и масса не будут ограничены требованиями транспортировки, а это означает возможность существенного увеличения его вместимости по топливу.

Контейнеры для ОЯТ можно классифицировать:

- по назначению (транспортные контейнеры, контейнеры для хранения ОЯТ, двухцелевые контейнеры для хранения и транспортировки ОЯТ, многоцелевые контейнеры для транспортировки, хранения и захоронения ОЯТ);
- по конструкционным материалам (металлические и металлобетонные);
- по способу организации теплоотвода (вентилируемые и невентилируемые).

### **5.1 Контейнеры семейства TN**

Фирмой "Transnucleaire" разработано несколько модификаций контейнеров для хранения и контейнеров для хранения и транспортировки ОЯТ разных типов реакторов



<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 49
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

(PWR, BWR, ВВЭР и др.) [5;7;20]. Фирма "Transnucleaire" предлагает две модели контейнеров для хранения и транспортировки ОЯТ реакторов ВВЭР:

- модель TN120, рассчитанная для топлива реакторов ВВЭР-440 и вмещающая 120 ОТВС;
- модель TN19, рассчитанная для топлива реакторов ВВЭР-1000 и вмещающая 27 ОТВС.

Непосредственным прообразом этих контейнеров является двухцелевой контейнер модели TN24 для транспортировки и хранения ОТВС реакторов типа PWR, который был лицензирован NRC - национальным регулирующим органом США - и уже 10 лет находится в эксплуатации.

На рисунке 5.1 представлена одна из модификаций контейнеров TN - контейнер TN40, предназначенный для хранения ОТВС реактора PWR.

Контейнер типа TN представляет собой цилиндрический сосуд с защитными крышками. Основная защита от гамма-излучения обеспечивается корпусом из кованной коррозионностойкой стали толщиной порядка 310 мм, который соединяется с днищем, также выполненным из кованной стали.

Нейтронная защита обеспечивается толстым слоем боросодержащей пластмассы, заключенной между корпусом из кованной стали и наружной обечайкой.

Главная крышка также выполнена из кованной стали и крепится к корпусу шпильками, обеспечивает экранирование от гамма-излучения и поддерживает герметичность полости за счет использования уплотнительных колец круглого сечения из эластомера (вариант для перевозки топлива) или металлических прокладок (вариант для хранения). При хранении дополнительно устанавливается вторая крышка. Съемная внутренняя корзина изготовлена из бористого алюминия с шестигранными трубами.

Перевозка контейнеров типа TN осуществляется в горизонтальном положении. Контейнер поставляется с двумя съемными амортизационными колпаками, в которых в качестве амортизирующего материала применяется древесина. Колпаки используются только при транспортировке.

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 50
Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

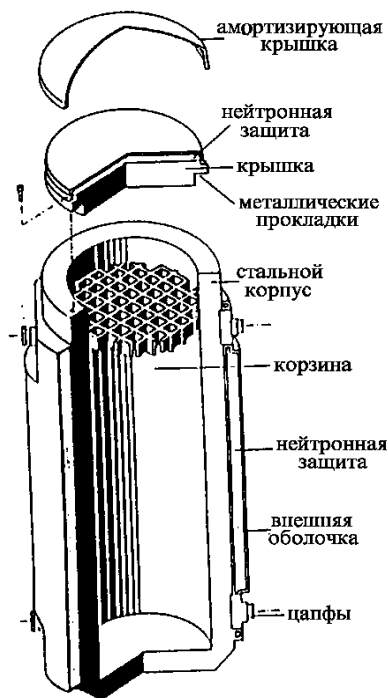


Рисунок 5.1 – Общий вид контейнера TN

Перевозка и промежуточное хранение ОТВС производится в сухом состоянии. Хранение контейнера осуществляется в вертикальном положении с установкой защитного колпака из стали для восприятия нагрузок от удара падающего самолета.

В контейнере предусмотрено 2 барьера герметичности: оболочка ТВЭЛ (топливо хранится в инертной среде и при контролируемой температуре, для оболочек ТВЭЛ реактора типа PWR обычно принимается температура не более 380 °С); и корпус и крышка контейнера (герметичность крышки обычно обеспечивается двумя концентрично расположенными прокладками).

Предусматривается возможность установки системы непрерывного контроля герметичности крышки методом замера давления.

Отвод тепла осуществляется за счет теплопроводности алюминиевой корзины, корпуса контейнера из стальной поковки и медных ребер, а также благодаря естественной циркуляции атмосферного воздуха. Количество ОТВС, загружаемых в контейнер на хранение, зависит от характеристик теплообмена при заданной тепловой мощности и заданной температуре оболочки ТВЭЛ.

Съемная корзина из нейтронопоглощающего материала, в которую укладываются ОТВС, гарантирует условия подкритичности как при нормальной работе (загрузка под слоем воды), так и во время внештатных ситуаций.

Защита от гамма-излучения обеспечивается, в основном, толщиной корпуса из стальной поковки, а нейтронная защита - толстым слоем борированной пластмассы.

<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 51
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

В проекте подчеркнута необходимость выполнения двух операций до начала хранения ОТВС в течение длительного периода:

- контроль целостности оболочек ТВЭЛ до загрузки ОТВС в контейнеры.
- вакуумная сушка внутренней полости контейнера после его заполнения ОТВС.

Основные характеристики контейнеров типа TN представлены в таблице 5.1.

#### **Отличительные особенности конструкции контейнера:**

- контейнеры кованно-сварные из нержавеющей стали;
- защита от ионизирующего излучения обеспечивается: от гамма-излучения толстостенным стальным корпусом, от нейтронного излучения - нейтронной защитой из борсодержащей пластмассы;
- корзина выполняется из борированного алюминия;
- контейнер имеет две крышки, закрепляемые шпильками;
- контейнер выдерживает удар падающего самолета;
- срок хранения ОЯТ до 40 лет;
- контейнер двухцелевой (для транспортировки и хранения) или только для хранения;
- контейнер металлический;
- контейнер вентилируемый за счет естественной конвекции.

Таблица 5.1 - Основные характеристики контейнеров типа TN

<b>Характеристика контейнера</b>	<b>TN19</b>	<b>TN120</b>
Разработчик	Transnucleaire, Франция	Transnucleaire, Франция
Тип хранилища	Металлические контейнеры	
Назначение	ХТ	ХТ
Максимальный срок хранения ОЯТ	60 лет	
Срок предварительного охлаждения	6 лет	5-7 лет
Вместимость	27 ОТВС ВВЭР-1000	120 ОТВС ВВЭР-440
Вес загруженного контейнера	125 тонн	118 тонн
Барьеры герметичности	2 (оболочка ТВЭЛ и корпус и крышка контейнера)	2 (оболочка ТВЭЛ и корпус и крышка контейнера)
Заполнение полости газом	Азот или гелий	Азот или гелий
Удельная стоимость	150-180 \$/кг UO <sub>2</sub>	

## **5.2 Контейнеры типа HDC**

Разработчик - "Ontario Hydro" (Канада).

Контейнер HDC [7] предназначен для хранения отработавшего топлива канадских тяжеловодных реакторов типа CANDU. Разработаны также модификации контейнера HDC, предназначенные для хранения ОЯТ реакторов РБМК и ВВЭР (рисунок 5.2).

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 52
Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

HDC контейнер представляет собой контейнер, выполненный из двойной стальной обечайки, заполненной армированным высокоплотным (тяжелым) бетоном. Внутренняя стальная оболочка является основной конструкционной опорой. Наружная стальная оболочка обеспечивает легкую дезактивацию корпуса и повышает конструкционную прочность контейнера. Внутри контейнера устанавливается корзина с ОТВС. Контейнер герметизируется с помощью металлического и эластомерного уплотнений путем применения первичной и вторичной крышек, закрепляемых болтами к фланцу корпуса. Полость контейнера заполняется гелием.

Технология обращения предусматривает подачу бетонного контейнера с установленной корзиной в БВ, загрузку ОТВС под защитным слоем воды, установку крышек, уплотнение, контроль, дезактивацию и последующую транспортировку в вертикальном положении на специальном транспорте на площадку хранения.

Система хранения ОЯТ в контейнерах HDC лицензирована в Канаде.

Основные характеристики контейнеров представлены в таблице 5.2.

**Отличительные особенности конструкции контейнера:**

- контейнеры металлобетонные;
- контейнер герметизируется с помощью прокладок;
- контейнер имеет две крышки, закрепляемые шпильками;
- контейнер одноцелевой только для хранения;
- транспортировка с помощью специального транспорта в вертикальном положении;
- наружная обечайка металлическая с антикоррозионным покрытием;
- контейнер вентилируемый за счет естественной конвекции.

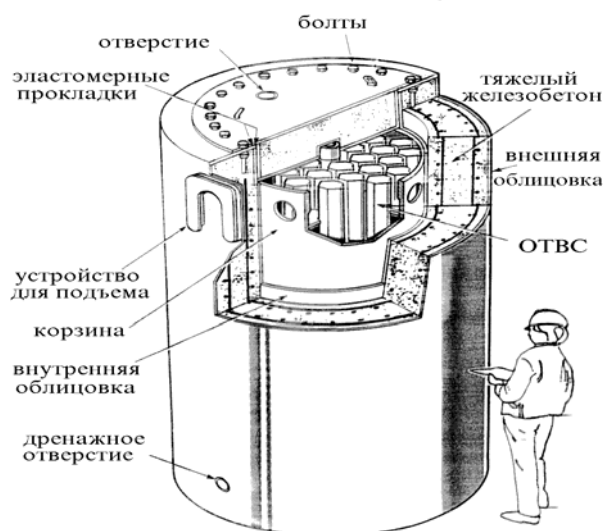


Рисунок 5.2 – Общий вид контейнера HDC

<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 53
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

Таблица 5.2 - Основные параметры контейнера HDC

Разработчик	"Ontario Hydro", Канада
Тип хранилища	Бетонные контейнеры
Тип топлива	CANDU, ВВЭР, РБМК
Назначение	Хранение ОЯТ
Максимальный срок эксплуатации контейнера	Более 50 лет
Максимальный вес загруженного контейнера	100 тонн
Основные материалы конструкции	Тяжелый бетон и сталь (ASTM Structural Steel)
Минимальный срок предварительного охлаждения ОЯТ при максимальной глубине выгорания топлива	5 лет 20000 МВт·сут/т U
Максимальная мощность остаточного тепловыделения	6 кВт на контейнер
Температура ОТВС	Не более 180 °С
Внутренняя среда	Гелий
Максимальная мощность остаточного излучения	Менее 10 мкЗв/ч (менее 100 мР/ч)
Удельная стоимость	Нет данных

### 5.3 Контейнер VSC (ВКХ-ВВЭР)

Разработчик контейнера VSC [7,29,33-36] - фирма "Sierra Nuclear Corporation", США. (Генеральный подрядчик СХОЯТ ЗАЭС - компания "Duk Engineering and Service", США) (рисунок 5.3).

Система состоит из:

- вентилируемого бетонного контейнера (ВБК);
- многоступенчатой герметичной корзины (МГК);
- перегрузочного контейнера;
- транспортера.

ВБК обеспечивает конструктивную опору, радиационную защиту и охлаждение корзины для хранения путем естественной конвекции воздуха. Бетонные стенки контейнера достаточно толстые, чтобы ограничивать мощность дозы излучения на уровне менее 10 мбэр/ч на расстоянии 1 метр от наружной поверхности. Входы и выходы воздуха представляет собой облицованные сталью каналы с лабиринтными участками для сведения к минимуму интенсивности излучения через полости воздухопроводов. Проектом предусмотрено не менее двух лабиринтных вентиляционных каналов.

Внутреннюю полость ВБК образует внутренняя облицовка, представляющая собой стальной цилиндр с толщиной стенки 76 мм. Воздушный поток направляется каналами в нижней части (используются также как подъемные балки у днища), зазором между внешней поверхностью обечайки корзины хранения и внутренней поверхностью бетонного контейнера, и выпускными воздухопроводами.

Стальная крышка ВБК толщиной около 50 мм обеспечивает дополнительную защиту от излучения в верхнем направлении, а также защиту корзины от воздействия окружающей среды и ударов летящих предметов. Крышка привинчивается болтами.

Днище представляет собой стальной лист толщиной около 10 мм.

<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 54
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

Многоместная герметичная корзина (МГК) предназначена для установки ОТВС в вертикальном положении и герметичного хранения в сухом инертном газе для обеспечения отвода остаточного тепловыделения.

Каждая корзина состоит из наружной обечайки, днища, защитной и силовой крышек и блока направляющих труб. Корпус корзины изготавливается из стали. Корпус и внутрикорпусные элементы имеют антикоррозионное покрытие. Защитная крышка корзины изготовлена из двух стальных листов, между которыми находится прокладка из материала RX-277 для защиты от нейтронного излучения. Для проведения вакуумной осушки, заполнения гелием и откачки воды, в защитной крышке имеются два штуцера с быстроразъемными соединениями. Защитная крышка приваривается к корпусу корзины.

Перегрузочный контейнер используется для перемещения загруженной корзины из универсального гнезда бассейна выдержки в бетонный контейнер. Он представляет собой цилиндр с комбинированной стенкой, состоящей из стали - свинца - стали - RX-277, обеспечивающей защиту обслуживающего персонала от ионизирующего излучения. Перегрузочный контейнер снабжен подвижными шиберами в нижней части для удержания корзины, когда она находится внутри, и позволяющими опускать корзину в бетонный контейнер.

Для доставки ВБК в реакторное отделение для загрузки и для доставки ВБК, заполненного ОТВС на площадку хранения предусматривается специализированный самоходный транспортер. Для подъема ВБК транспортер снабжен гидравлической системой, имеющей привод от дизельного двигателя транспортера.

В настоящее время осуществляется промышленная эксплуатация хранилища ОЯТ Запорожской АЭС контейнерного типа, контейнеры которого (ВКХ-ВВЭР, рисунок 5.3), являются модификацией контейнеров для хранения ОЯТ VSC24, одобренных NRC (США) и имеющих генеральную лицензию.

Основные параметры контейнера VSC (ВКХ-ВВЭР) представлены в таблице 5.3.

**Отличительные особенности контейнерной системы VSC (ВКХ-ВВЭР):**

- контейнеры металлобетонные;
- используется герметичная корзина, которая герметизируется с помощью сварки;
- требуется использование перегрузочного защитного контейнера;
- контейнер одноцелевой только для хранения;
- транспортировка с помощью специального транспортера в вертикальном положении;

<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 55
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

- наружная поверхность - бетон с антикоррозионным покрытием;
- контейнер вентилируемый за счет естественной конвекции.

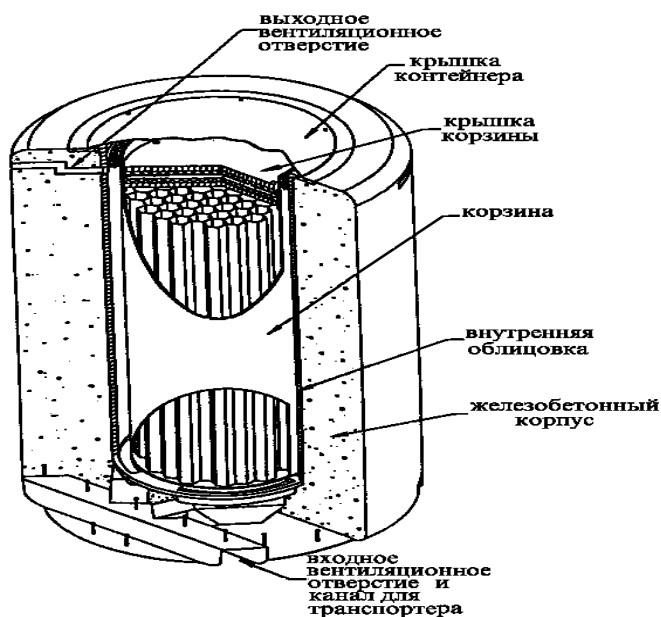


Рисунок 5.3 – Общий вид контейнера ВКХ-ВВЭР

Таблица 5.3 - Основные параметры контейнера VSC (ВКХ-ВВЭР)

Разработчик	Sierra Nuclear Corporation, США
Лицензионный статус	Лицензирован в Украине
Тип хранилища	Бетонные контейнеры
Назначение	Хранение ОЯТ
Вместимость контейнера	24 ОТВС PWR, 65 ОТВС BWR 24 ОТВС ВВЭР-1000
Минимальный период предварительной выдержки	5 лет
Максимальная температура оболочки ТВЭЛ при хранении	350 °C
Мощность тепловыделения на 1 ОТВС	1 кВт (PWR, ВВЭР-1000) 0,4 кВт (BWR)
Срок службы контейнера	50 лет
Вес загруженного контейнера	144 т
Способ уплотнения корзины	Неразъемный - сварка
Материал обечайки перегрузочного контейнера	Сталь ASME, свинец
Материал корзины хранения	Сталь 10XCHД
Удельная стоимость хранения	30-35 \$/кг U

<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 56
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

#### **5.4 Контейнер компании TERCO**

Технология хранения ОЯТ в металлическом сухом контейнере DSC (рисунок 5.4) [37] была адаптирована токийской компанией TERCO для использования на Фукусима АЭС, на которой эксплуатируется 6 реакторов BWR. Контейнер DSC предназначен для хранения внутри здания для того, чтобы усилить физическую защиту контейнеров, а также в качестве дополнительной радиационной защиты. Здание хранилища включает в себя приемное отделение и камеру хранения с вместимостью 20 контейнеров. Система охлаждения контейнеров - пассивная. В течение периода хранения производится периодический замер температуры на поверхности контейнеров, а также температуры воздуха в области входных и выходных вентиляционных отверстий здания. Производится также систематический контроль герметичности уплотнений и мощности дозы ионизирующего излучения от контейнера.

Корпус контейнера, выполненного из стали, закрывается двумя крышками с применением металлических прокладок. Контроль герметичности уплотнений производится с помощью измерения давления газовой среды в промежутке между крышками.

Основные характеристики контейнера DSC представлены в таблице 5.4.

#### **Отличительные особенности контейнеров TERCO:**

- контейнеры металлические;
- контейнер одноцелевой только для хранения;
- хранение контейнеров в здании;
- герметичность контейнера обеспечивается прокладками;
- контейнер вентилируемый за счет естественной конвекции.



<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 57
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

DSC (Dry storage container)  
Вместимость контейнера - 12 ОТВС реактора PWR

- Диаметр: 2,4 м
- Длина : 5,0 м

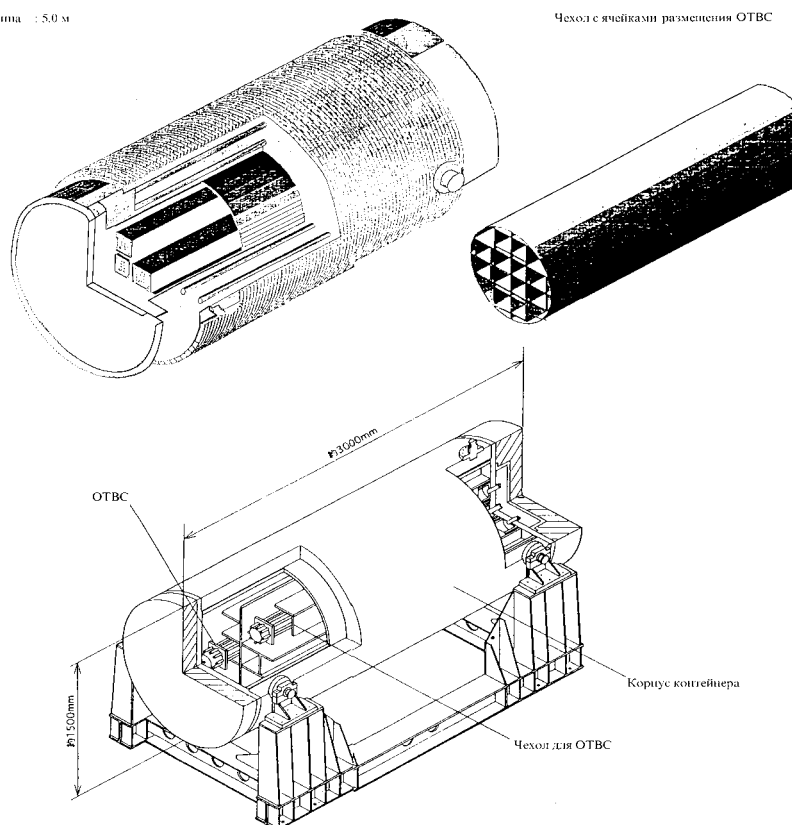


Рисунок 5.4 – Общий вид контейнера DSC компании TERCO

Таблица 5.4 - Основные характеристики контейнера DSC

Тип топлива	BWR	
Начальное обогащение	3 %	
Средняя глубина выгорания	33000 МВт·сут/т U	
Максимальная глубина выгорания	44000 МВт·сут/т U	
Период предварительного охлаждения	4 года	
Вес	115 т	95 т
Количество ОТВС	52	37
Материалы конструкции корпуса	Сталь	
Материалы нейтронной защиты	Силиконовая резина	
Материалы конструкции корзины	Борированный алюминий	
Газ - наполнитель	Гелий	
Удельная стоимость	250 - 600 \$/кг U	

<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 58
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

### **5.5 Контейнеры типа ТК**

Металлические контейнеры типа ТК [26-29] разработки и производства «Ижорские заводы», Россия предназначены для транспортировки ОЯТ, в том числе:

- ТК-6 для транспортировки 24 ОТВС реактора ВВЭР-440 соответственно;
- ТК-10 и ТК-13 для транспортировки 6 и 12 ОТВС реакторов ВВЭР-1000 соответственно;
- ТК-8 для транспортировки 8 ОТВС реакторов РБМК. Разработчик - АО "Ижорские заводы" и концерн "Азовмаш" (СССР).

Среди перечисленных контейнеров для хранения предназначен только контейнер ТК-13 (в течение одного года). Далее описана конструкция контейнера ТК-13 (рисунок 5.5).

Контейнер ТК-13 предназначен:

- совместно с "чехлом 37" для упорядоченного расположения и хранения ОТВС в течение не более одного года на АЭС с реактором ВВЭР-1000;
- совместно с "чехлом 37" для транспортировки ОТВС в составе вагона-контейнера ТК-13 в нормальных и аварийных условиях с АЭС на завод регенерации топлива.

Основные составные части контейнера - корпус и крышка. Корпус - герметичный цилиндрический сосуд, выполненный из стальных обечаек и днища, сваренных между собой. Все детали выполнены из нержавеющей стали. С наружной стороны контейнера установлена оболочка нейтронной защиты. На корпусе контейнера установлены грузовые цапфы и проушина, предназначенные для транспортно - перегрузочных работ. Пространство между корпусом и защитой заполняется антифризом, который выполняет функцию нейтронной защиты и повышает теплоотвод. Крышка прикрепляется к контейнеру специальными шпильками и гайками. Герметичность главного разъема обеспечивается резиновыми прокладками, установленными в кольцевые канавки на крышке.

В крышке и нижней части корпуса контейнера установлены клапаны, которые закрываются заглушками. В крышке контейнера предусмотрено отверстие для установки термопреобразователя сопротивления, предназначенного для измерения температуры внутри контейнера. Отверстие закрывается крышкой. Для обеспечения надежного уплотнения клапанов дополнительно устанавливаются крышки. Для проверки герметичности главного разъема (соединение корпуса контейнера с крышкой), в крышке предусмотрено два отверстия. Для испытания на герметичность технологических прокладок в крышках также имеются отверстия.

<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 59
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

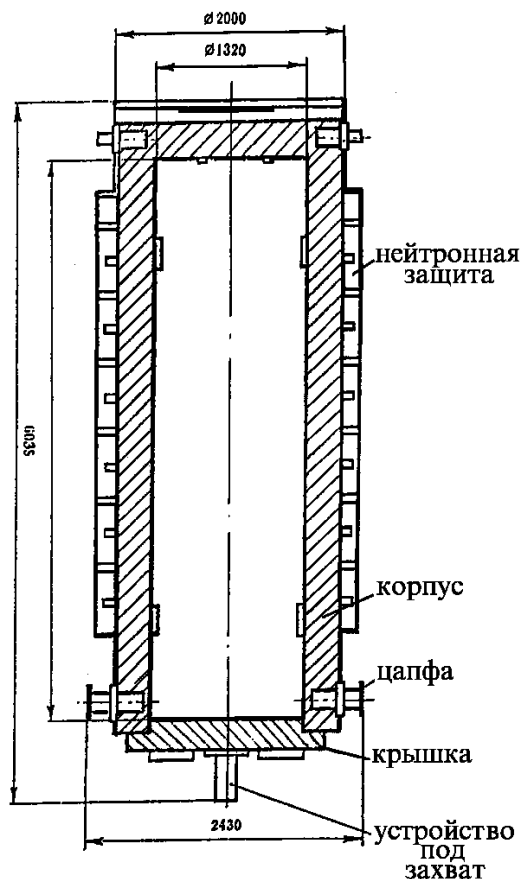


Рисунок 5.5 – Общий вид контейнера ТК-13

Для поддержания герметичности ТВЭЛ внутренняя полость контейнера заполняется углекислым газом, инертным газом или воздухом. Давление воздушно - газовой среды в контейнере, находящемся в специальном хранилище АЭС, должно быть не менее 0,3-0,4 МПа.

Контейнеры семейства ТК сертифицированы в России и в Украине. Срок хранения ОТВС в ТК-13 регламентируется гарантийным сроком эксплуатации эластомерных прокладок системы герметизации и составляет 1 год.

Основные характеристики контейнеров ТК-13 и ТК-6 представлены в таблице 5.5.

Для хранения ОЯТ реакторов ВВЭР-1000 и ВВЭР-440 ОАО «Ижорскими заводами» предлагается проектная разработка металлического контейнера УК-13/8, разработанного на базе контейнера ТК-13 и контейнера УК-6/11, разработанного на базе контейнера ТК-6. Согласно проекту модифицированные контейнеры обеспечивают долговременное хранение ОЯТ сроком до 50 лет. В нем увеличена вместимость контейнера до 18 ОТВС для ВВЭР-1000 и 54 ОТВС для ВВЭР-440. Для обеспечения герметичности контейнера в условиях длительного хранения увеличено количество крышек до трех, две из которых крепятся к корпусу шпильками и уплотняются эластомерными прокладками, третья (наружная) приваривается к корпусу контейнера. Модификация существующих контейнеров

<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 60
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

для целей долговременного хранения обеспечивается применением более дешевых материалов, увеличенным содержанием ОТВС. Основные характеристики модифицированных контейнеров представлены в таблице 5.6.

Таблица 5.5 - Основные характеристики контейнеров ТК-13 и ТК-6

	<b>ТК-13</b>	<b>ТК-6</b>
Разработчик	ОАО "ИЖОРСКИЕ ЗАВОДЫ"	ОАО "ИЖОРСКИЕ ЗАВОДЫ"
Лицензионный статус	Сертифицирован в России и Украине	Сертифицирован в России и Украине
Тип хранилища	Металлические контейнеры	Металлические контейнеры
Назначение	Транспортировка ОЯТ	Транспортировка ОЯТ
Максимальный срок хранения ОЯТ	1 год	-
Минимальный срок предварительного охлаждения	3 года	3 года
Максимальная мощность тепловыделения	20 кВт на контейнер	
Максимально допустимая температура оболочки ТВЭЛ	350 °С	350 °С
Вместимость	12 ОТВС ВВЭР-1000	24 ОТВС ВВЭР-440
Основные материалы, используемые в конструкции: - корпуса и крышки - корзины - нейтронной защиты	Коррозионностойкая сталь. Борированная сталь. Антифриз	Коррозионностойкая сталь. Борированная сталь. Вода
Барьеры герметичности	2	2
Заполнение полости газом	Углекислый газ Инертный газ Воздух	Вода
Удельная стоимость	40-50 \$/ кг U	-

**Отличительные особенности контейнеров ТК-13 и ТК-6:**

- контейнеры металлические;
- контейнер одноцелевой только для транспортировки;
- герметичность контейнера обеспечивается прокладками.

Таблица 5.6 - Основные характеристики контейнеров УК-13/8 и УК-6/11

	<b>УК-13/8</b>	<b>УК-6/11</b>
Разработчик	ОАО "ИЖОРСКИЕ ЗАВОДЫ"	ОАО "ИЖОРСКИЕ ЗАВОДЫ"
Лицензионный статус	проект	проект
Тип хранилища	Металлические контейнеры	Металлические контейнеры
Назначение	хранение ОЯТ	хранение ОЯТ

<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 61
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

	<b>УК-13/8</b>	<b>УК-6/11</b>
Максимальный срок хранения ОЯТ	50 лет	50 лет
Максимально допустимая температура оболочки ТВЭЛ	350 °С	350 °С
Вместимость	18 ОТВС ВВЭР-1000	54 ОТВС ВВЭР-440
Основные материалы, используемые в конструкции: - корпуса и крышки - корзины	углеродистая сталь. Борированная сталь.	углеродистая сталь. Борированная сталь.
Барьеры герметичности	2	2
Заполнение полости газом	инертный газ	инертный газ
Удельная стоимость	нет данных	нет данных

#### **Отличительные особенности модифицированных контейнеров:**

- контейнеры металлические;
- контейнер одноцелевой только для хранения;
- хранение контейнеров в здании;
- герметичность контейнера обеспечивается прокладками;
- контейнер вентилируемый за счет естественной конвекции.

Упаковочный контейнер для ОТВС УК 6/11 предназначен для:

- длительного «сухого» хранения ОТВС реакторов ВВЭР-440 в стационарном контейнерном хранилище;
- внутристанционной транспортировки ОТВС в пределах ХОЯТ;
- для транспортировки и хранения высокоактивных остеклованных радиоактивных отходов от переработки ОТВС.

Контейнер УК 6/11 относится к типу В(U)F, т.е. обеспечивает ядерную и радиационную безопасность при нормальных и аварийных условиях хранения (транспортирования) и соответствует требованиям «Правил безопасной перевозки радиоактивных веществ» МАГАТЭ, Вена 1996г., «Правил безопасности при хранении и транспортировке ядерного топлива на объектах атомной энергетики» ПНАЭ Г-14-029-91.

Технические характеристики УК 6/11:

- суммарная мощность остаточных тепловыделений ОТВС, загружаемых в комплект УК 6/11 .....13,8 кВт;
- начальное обогащение топлива по U-235, не более.....3,6%;
- расчетная глубина выгорания, на более.....42 ГВт·сут/тU;
- время выдержки в водной среде до загрузки .....3 и более лет;
- срок службы комплекта .....50 лет;
- количество ОТВС ВВЭР-440, перевозимых в контейнере УК.....54 шт.

Контейнер УК 6/11 обеспечивает ядерную безопасность при следующих аварийных ситуациях при перевозке УК 6/11 из защитной камеры в «сухое» хранилище и при хранении:

- воздействие ударной волны в соответствии с ПиНАЭ-5.6;

<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 62
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

- падение на УК 6/11 строительных конструкций хранилища или крана массой не более 120 т с высоты не более 12,5 метров;
- завал УК 6/11 строительными конструкциями хранилища с нарушением теплоотвода на срок не менее 10 часов;
- сейсмическое воздействие на цапфы при подвеске на крюке крана с коэффициентом перегрузки 3;
- падение тяжёлого самолёта.

Упаковочный контейнер для ОТВС УК 13/8 предназначен для:

- длительного «сухого» хранения ОТВС реакторов ВВЭР-1000 в стационарном контейнерном хранилище;
- внутристанционной транспортировки ОТВС в пределах ХОЯТ;
- транспортировки и хранения высокоактивных остеклованных радиоактивных отходов от переработки ОТВС.

Контейнер УК 13/8 относится к типу В(U)F, т.е. обеспечивает ядерную и радиационную безопасность при нормальных и аварийных условиях хранения (транспортирования) и соответствует требованиям «Правил безопасной перевозки радиоактивных веществ» МАГАТЭ, Вена, 2005 [4] и «Правил безопасности при хранении и транспортировке ядерного топлива на объектах атомной энергетики» (ПНАЭ Г-14-029-91 [3]).

Технические характеристики УК 13/8:

- Суммарная мощность остаточных тепловыделений ОТВС, загружаемых в УК 13/8 .....19 кВт;
- Начальное обогащение топлива по U-235, не более .....4,4%;
- расчетная глубина выгорания, не более .....49 ГВт·сут/тU;
- время выдержки в водной среде до загрузки .....3 и более лет;
- срок службы комплекта .....50 лет;
- количество ОТВС ВВЭР-1000, перевозимых в контейнере .....18 шт.

Контейнер УК 13/8 обеспечивает ядерную безопасность при следующих аварийных ситуациях при перевозке УК 13/8 из защитной камеры в «сухое» хранилище и при хранении:

- воздействие ударной волны в соответствии с ПИНАЭ-5.6;
- падение на УК 13/8 строительных конструкций хранилища или крана массой не более 120 т с высоты не более 12,5 метров;
- завал УК 13/8 строительными конструкциями хранилища с нарушением теплоотвода на срок не менее 10 часов;
- сейсмическое воздействие на цапфы при подвеске на крюке крана с коэффициентом перегрузки 3;
- падение тяжёлого самолёта.

## 5.6 Контейнеры семейства NAC

Парк контейнеров семейства NAC [17-20] США включает в себя контейнеры для хранения и транспортировки ОЯТ, несколько моделей находятся в стадии проекта и лицензирования. Контейнеры семейства предназначены для транспортировки (и)или

<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 63
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

хранения отработавшего топлива реакторов PWR и BWR, а также разработаны предложения по контейнерам для отработавшего топлива реакторов ВВЭР-440 и ВВЭР-1000.

Контейнер NAC представляет собой кованно-сварной многослойный цилиндрический сосуд, выполненный из нержавеющей стали, свинца (для снижения мощности гамма-излучения), твердой нейтронной защиты (пластмасса). Внутри контейнера устанавливается чехол из борированного алюминия, предназначенный для размещения в четырехгранных или шестигранных трубах проектного количества ОТВС.

Контейнер оборудован двумя крышками, закрепляемыми шпильками. Транспортировка контейнера производится в горизонтальном положении с установленными амортизаторами из древесных материалов на специальном транспорте.

Основные характеристики контейнеров семейства NAC представлены в таблице 5.7.

Отличительные особенности конструкции контейнера NAC:

- контейнер металлический, стенки и днище контейнера комбинированные, состоят из слоев нержавеющая сталь-свинец-нержавеющая сталь;
- корзина выполнена из борированного алюминия;
- нейтронная защита твердая, выполнена из материала GESC NS4FR (предположительно - борированная пластмасса);
- герметизация контейнера обеспечивается с помощью прокладок;
- контейнеры – двухцелевые (для транспортировки и хранения).

Для хранения и транспортировки отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР-440 разработан контейнер NAC-STC(V) вместимостью 85 ОТВС. Для хранения и транспортировки отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР-1000 разработан контейнер NAC-STC(B) вместимостью 27 ОТВС. Контейнер NAC-STC представлен на рисунке 5.6.

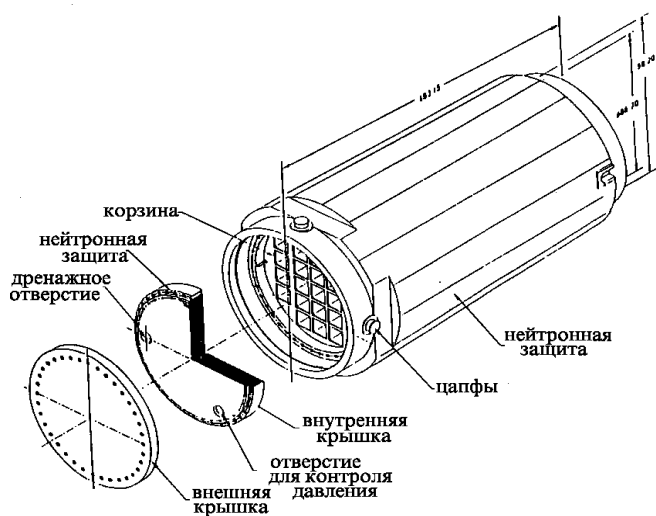


Рисунок 5.6 – Общий вид контейнера NAC-STC

<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 64
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

Таблица 5.7 - Основные характеристики контейнеров типа NAC

	<b>NLI - 10/24</b>	<b>NAC - S/T</b>	<b>NAC – STC (V)</b>	<b>NAC – STC (B)</b>
Разработчик	Nuclear Assurance Corporation, США			
Лицензионный статус	Лицензия NRC в США	Лицензия NRC в США	В стадии лицензирования в США	В стадии лицензирования в США
Тип хранилища	Металлические контейнеры			
Назначение	Т	Х	ХТ	ХТ
Вместимость ОТВС	10 PWR; 24 BWR	26 PWR	85 ВВЭР-440	27 ВВЭР-1000
Максимальный вес загруженного контейнера	96,5 т	124 т	92 т	115 т
Основные материалы конструкции: - корпуса и крышек	Кс сталь/свинец/ Кс сталь Вода, Ricorad	Кс сталь/свинец/ Кс сталь Bisco NS4FR	Кс сталь/свинец/ Кс сталь GESK NS4FR	Кс сталь/свинец/ Кс сталь Bisco NS4FR
- нейтронной защиты корзины	Кс сталь, Алюминий, Ag-In-Cd	Алюминий	Кс сталь, Борированный алюминий	Кс сталь, Алюминий
Внутренняя среда	Гелий			
Мощность дозы на внешней поверхности	2,0 мЗв/ч (максимальная)	1,0 мЗв/ч (максимальная)	0,5 мЗв/ч (средняя)	1,0 мЗв/ч (максимальная)
Период предварительного охлаждения ОТВС			5-6 лет	7 лет
глубина выгорания			42000 МВтсут/т U	42000 МВтсут/тU
Максимальная мощность остаточного тепловыделения	20 кВт		26 кВт при 5 летней предварительной выдержке	22 кВт при 7 летней предварительной выдержке
Максимальная температура ОТВС	366 °С	Оболочки ТВЭЛ 360 °С	Нет данных	Нет данных
Стоимость хранения	80-100 \$/кг U			

## 5.7 Контейнеры CASTOR и CONSTOR

Разработчик - концерн GNS – GNB (Германия).

Контейнеры семейства CASTOR [7,13;30-32] реализуют принятую в Германии концепцию хранения ОЯТ и высокорadioактивных веществ в двухцелевых контейнерах, с не менее чем двумя барьерами на пути распространения радиоактивных веществ в окружающую среду. Контейнеры типа CASTOR разработаны для хранения и транспортировки ОЯТ реакторов PWR, BWR, ВВЭР-440, ВВЭР-1000, РБМК. Основные



<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 65
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

типы контейнеров представлены в таблице 5.8. Основные характеристики контейнеров CASTOR представлены в таблице 5.9.

Металлобетонный контейнер CONSTOR [25] с заполнением внутренней полости инертным газом разработан для длительного хранения (не менее 50 лет) и транспортировки ОТВС после охлаждения в бассейнах выдержки реакторной установки ВВЭР-1000, ВВЭР-440, РБМК-1500. Проект контейнера разрабатывается германской фирмой GNB совместно с НПО ЦКТИ (Россия). Основные характеристики контейнеров CONSTOR представлены в таблице 5.10.

Контейнер CASTOR изготовлен из ковкого чугуна и состоит из цилиндрического толстостенного корпуса с радиальными точеными ребрами. Во внутренней полости чугунной отливки находится корзина с ОТВС. Система двойных крышек с металлическими и эластомерными уплотнениями прочно соединена болтами с корпусом контейнера и обеспечивает безопасное длительное хранение ОЯТ с возможностью осуществления контроля герметичности уплотнений. Между двумя независимыми крышками устанавливается система контроля герметичности. Пространство между первичной и вторичной крышкой заполняется газом под давлением, намного превышающим давление газовой среды во внутренней полости контейнера. Каждый контейнер оборудован приспособлением для измерения давления газовой среды между крышками. Во время транспортировки на крышке и днище закрепляются противоударные демпферы для соблюдения требований безопасности. При хранении контейнеры размещаются в вертикальном положении. Контейнеры выдерживают нагрузку от удара падающего самолета.

Контейнеры CASTOR используются в Германии, в США, Бельгии, Швейцарии, Южной Африке, Чехии, Литве.

Один из представителей семейства контейнеров CASTOR показан на рисунке 5.7.

Таблица 5.8 - Основные типы контейнеров семейства CASTOR

<b>Тип контейнера</b>	<b>Вместимость</b>
CASTOR V/19	19 PWR
CASTOR V/21	21 PWR
CASTOR S1	5/6 PWR
CASTOR S2	7 PWR; 17 BWR
CASTOR X/28	28/73/74 PWR
CASTOR VVER-1000	19 ВВЭР-1000
CASTOR VVER-440	84 ВВЭР-440
CASTOR RBMK	51 РБМК

<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 66
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

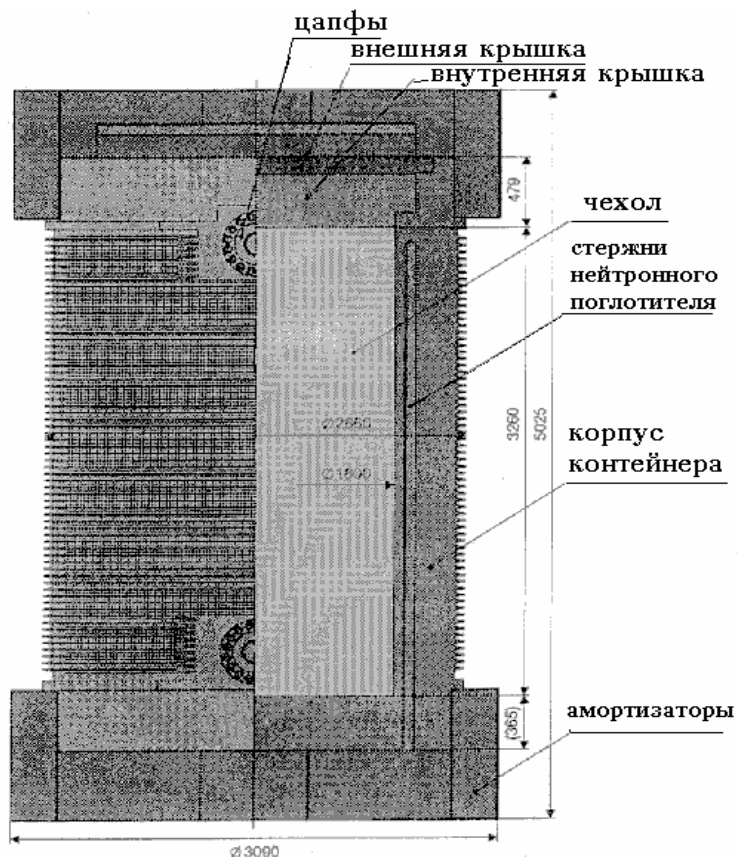


Рисунок 5.7 – Общий вид контейнера CASTOR V/19

Таблица 5.9 - Основные параметры контейнеров CASTOR

Наименование	<b>CASTOR WVER-1000</b>	<b>CASTOR WVER-440</b>	<b>CASTOR RBMK</b>
Разработчик	GNB, Германия	GNB, Германия	GNB, Германия
Лицензионный статус	Проект	Лицензия Чехии	Лицензия Литвы
Тип хранилища	Металлические контейнеры		
Назначение	ХТ	ХТ	ХТ
Вместимость	19 ОТВС ВВЭР-1000	84 ОТВС ВВЭР-440	51 ОТВС РБМК
Максимальная мощность остаточного тепло-выделения на контейнер	Нет данных	21 кВт	9 кВт
Минимальный срок предварительного охлаждения ОТВС Основные материалы, используемые в конструкции: - корпуса	5 лет  Ковкий чугун	5 лет  Ковкий чугун	5 лет  Ковкий чугун

<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 67
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

<b>Наименование</b>	<b>CASTOR WWER-1000</b>	<b>CASTOR WWER-440</b>	<b>CASTOR RBMK</b>
- первичной крышки - корзины  - нейтронной защиты	Углеродистая сталь Борированный алюминий  Полиэтилен	Углеродистая сталь Борированный алюминий  Полиэтилен	Углеродистая сталь Борированный алюминий Полиэтилен
Внутренняя среда	Гелий		
Удельная стоимость хранения	120-150 \$/кг U		

Контейнер CONSTOR представляет собой цилиндрический сосуд с внутренней и внешней металлической обечайками, внутреннее пространство между которыми заполнено высокопрочным бетоном или специальным веществом CONSTORIT. Внутри внутренней обечайки устанавливается чехол с отработавшими сборками. Корпус в верхней части имеет три крышки: первая (биозащитная) устанавливается на шпильках и уплотняется резиновыми прокладками, вторая крышка приваривается к внутренней обечайке корпуса контейнера и третья крышка приваривается к наружной обечайке корпуса контейнера. Вторая и третья крышки обеспечивают два барьера герметичности, без учета оболочки ТВЭЛ, в течение всего срока эксплуатации.

При транспортировании контейнера по железной дороге на его корпус надеваются демпфирующие устройства, обеспечивающие сохранность контейнера при ударных нагрузках в момент аварийных операций. Для проведения транспортно-технологических операций контейнер снабжен грузовыми цапфами.

Для обеспечения теплоотвода контейнер может быть оборудован продольными или поперечными ребрами.

#### **Отличительные особенности конструкции контейнера CONSTOR:**

- контейнер металлобетонный, дешевизна используемых конструкционных материалов (низколегированная сталь и тяжелый бетон с заполнителем из отходов металлургического производства);
- контейнер двухцелевой, предназначенный для транспортировки и хранения;
- имеет два барьера герметичности без учета оболочки ТВЭЛ;
- минимальный объем реконструкции, в случае загрузки контейнера на энергоблоке АЭС, т.к. габаритные и весовые характеристики максимально соответствуют характеристикам существующего транспортно-технологического оборудования для обращения с ОЯТ;
- внутренняя корзина с ОТВС не герметичная;
- контейнер невентилируемый, что исключает выбросы в окружающую среду при хранении ОЯТ;
- возможность изготовления контейнеров на предприятиях Украины.

<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 68
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

Таблица 5.10 - Основные параметры контейнеров CONSTOR

Наименование	CONSTOR WWER-1000	CONSTOR WWER-440	CONSTOR RBMK
Разработчик	GNB, Германия	GNB, Германия	GNB, Германия
Лицензионный статус	Проект	Проект	Лицензирован
Тип хранилища	Металлобетонные контейнеры		
Назначение	ХТ	ХТ	ХТ
Вместимость	19 ОТВС ВВЭР-1000	84 ОТВС ВВЭР-440	51 ОТВС РБМК
Минимальный срок предварительного охлаждения ОТВС	5 лет	5 лет	5 лет
Основные материалы, используемые в конструкции: - корпуса - первичной крышки - чехол -биозащита	Ковкий чугун Углеродистая сталь Борированный Алюминий Бетон, консторит	Ковкий чугун Углеродистая сталь Борированный Алюминий Бетон, консторит	Ковкий чугун Углеродистая Сталь Борированный Алюминий Бетон
Внутренняя среда	Гелий		
Удельная стоимость хранения	Нет данных		

### 5.8 Контейнеры компании "Westinghouse"

Разработчик - компания "Westinghouse" [7] (США).

Контейнер MC-10 компании "Westinghouse" используется в США для хранения и транспортировки 10 ОТВС реактора PWR. Корпус контейнера состоит из двух сваренных штампованных поковок из нержавеющей стали. Нейтронная защита твердая. Контейнер имеет три крышки - защитная крышка, первичная крышка и наружная крышка, которые крепятся к корпусу посредством шпилек. Герметизация обеспечивается как эластомерными, так и металлическими уплотнениями. Внутренняя корзина изготавливается из нержавеющей стали с применением труб из борированной стали и элементов из борированного алюминия. Транспортировка контейнера производится в горизонтальном положении на специальном транспортере. Хранение - в вертикальном положении. Контейнер MC-10 имеет лицензию NRC в США.

Металлические контейнеры "Westinghouse" типа V19S, V23S, V31S соответственно емкостью 19, 23 и 31 ОТВС предназначены для транспортировки и хранения ОЯТ реакторов ВВЭР-1000 (рисунок 5.8) и выполнены по типу контейнеров MC-10, эксплуатируемых в США. Контейнеры типа V84S разработаны совместно "Westinghouse" и концерном "Шкода" (Чехословакия). Основные параметры контейнеров "Westinghouse" представлены в таблице 5.11.

#### Отличительные особенности конструкции контейнеров V19S, V23S, V31S :

- контейнер металлический, что значительно повышает его стоимость;

<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 69
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

- контейнер двухцелевой, предназначенный для транспортировки и хранения;
- имеет два барьера герметичности без учета оболочки ТВЭЛ;
- герметичность контейнера обеспечивается сроком службы прокладок, срок эксплуатации которых ниже чем основного контейнера;
- контейнер вентилируемый, что не исключает выбросы в окружающую среду при хранении ОЯТ при потере герметичности.

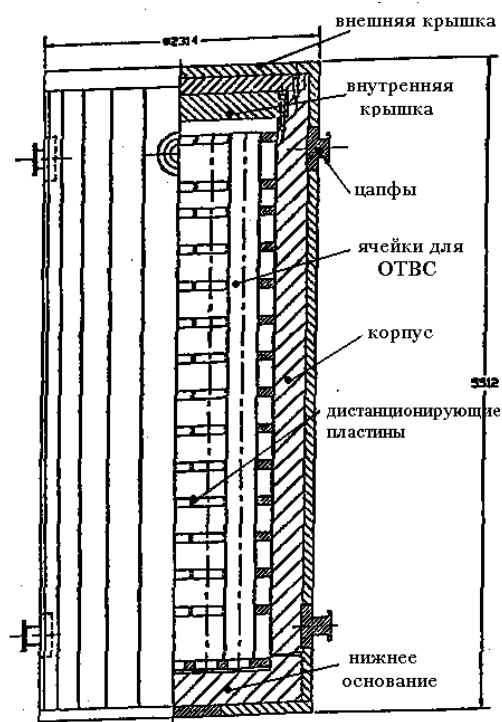


Рисунок 5.8 – Общий вид контейнера Westinghouse V19S

Таблица 5.11- Основные параметры контейнера "Westinghouse"

Наименование	V19S	V23S	V31S	V84S
Разработчик	"Westinghouse", США			
Лицензионный статус	Проект	Проект	Проект	Проект
Тип хранилища	Металлические контейнеры			
Назначение	ТХ	ТХ	ТХ	ТХ
Вместимость	19 ОТВС ВВЭР-1000	23 ОТВС ВВЭР-1000	31 ОТВС ВВЭР-1000	84 ОТВС ВВЭР-440
Минимальный период предварительного охлаждения	5 лет	5 лет	5 лет	5 лет
Вес загруженного контейнера	100 т	118 т	140 т	110 т

<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 70
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

<b>Наименование</b>	<b>V19S</b>	<b>V23S</b>	<b>V31S</b>	<b>V84S</b>
Основные материалы, используемые в конструкции корпуса главной крышки корзины нейтронной защиты	Кс сталь Кс сталь Борированная сталь Синт. смола	Кс сталь Кс сталь Борированная сталь Синт. смола	Кс сталь Кс сталь Борированная сталь Синт. смола	Кс сталь Кс сталь Борированная сталь Синт. смола
Внутренняя среда	Гелий			
Удельная стоимость	100-110 \$/кг U			

### **5.9 Система TranStore для хранения и транспортировки ОЯТ**

Система создана компанией Sierra Nuclear Corporation (США) совместно с компанией BNFL на основе модифицированного контейнера VSC, предназначенного для хранения ОЯТ. Цель модификации - создание двухцелевой системы для хранения и транспортировки ОЯТ. Название новой системы TranStor [39].

Система включает в себя:

- бетонный вентилируемый контейнер для хранения ОЯТ;
- перегрузочный контейнер и чехол для хранения ОЯТ новой конструкции;
- транспортный контейнер.

Система для хранения VSC получила лицензию NRC в 1993 году. Проект системы для хранения и транспортировки ОЯТ TranStore сейчас рассматривается в NRC.

Система TranStore предназначена для отработавшего топлива реакторов PWR и BWR, но также выполнен концептуальный проект для отработавшего топлива ВВЭР и РБМК.

ОТВС загружаются в герметичный чехол. Операции по загрузке топлива производятся в воде бассейна выдержки, в течение которой чехол находится внутри перегрузочного контейнера. После окончания загрузки, чехол закрывается крышкой и внутри перегрузочного контейнера перемещается из бассейна выдержки. Затем защитная крышка приваривается к чехлу, внутренняя полость контейнера подвергается вакуумной сушке, заполняется гелием и затем устанавливается и приваривается силовая крышка. Для транспортировки чехла в хранилище вне территории АЭС предусматривается транспортный контейнер.

Чехол представляет собой оболочку с внутренней многоэлементной структурой для размещения ОТВС. Корпус чехла герметизируется с помощью привариваемых защитной и силовой крышек. Вместимость чехла составляет 24 ОТВС реактора PWR (BWR-61, ВВЭР-1000 - 24, ВВЭР-440 - 85, РБМК - 162). Чехол изготавливается из коррозионностойкой стали. Внутри чехла корзина, состоящая из 24 направляющих труб, выполненных из углеродистой стали. В структуру корзины входит борал для предотвращения возникновения критичности. Защитная и силовые крышки выполнены из стали. В крышке имеется два отверстия для дренажа контейнера и наполнения его гелием.

Бетонный контейнер обеспечивает физическую и радиационную защиту при хранении, а также используется для перемещения вместе с чехлом от реакторной установки до площадки хранения (рисунок 5.9);

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 71
Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

Перегрузочный контейнер обеспечивает радиационную защиту при перегрузке чехла в бетонный контейнер для хранения или в транспортный контейнер (рисунок 5.10);

Транспортный контейнер используется для транспортировки загруженного чехла в хранилище вне территории АЭС или в конце периода хранения (рисунок 5.11).

Основные характеристики контейнеров типа TranStor представлены в таблице 5.12.

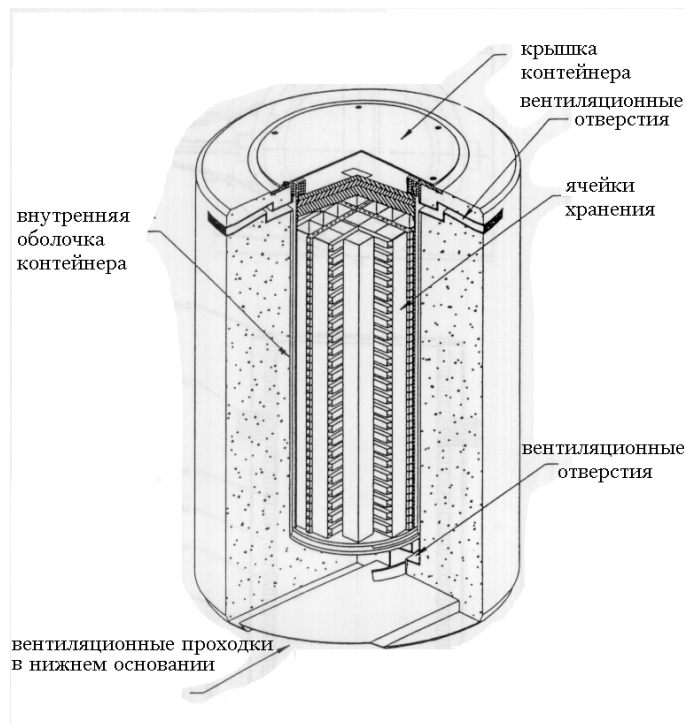


Рисунок 5.9 – Общий вид контейнера для хранения системы TranStor

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 72
Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

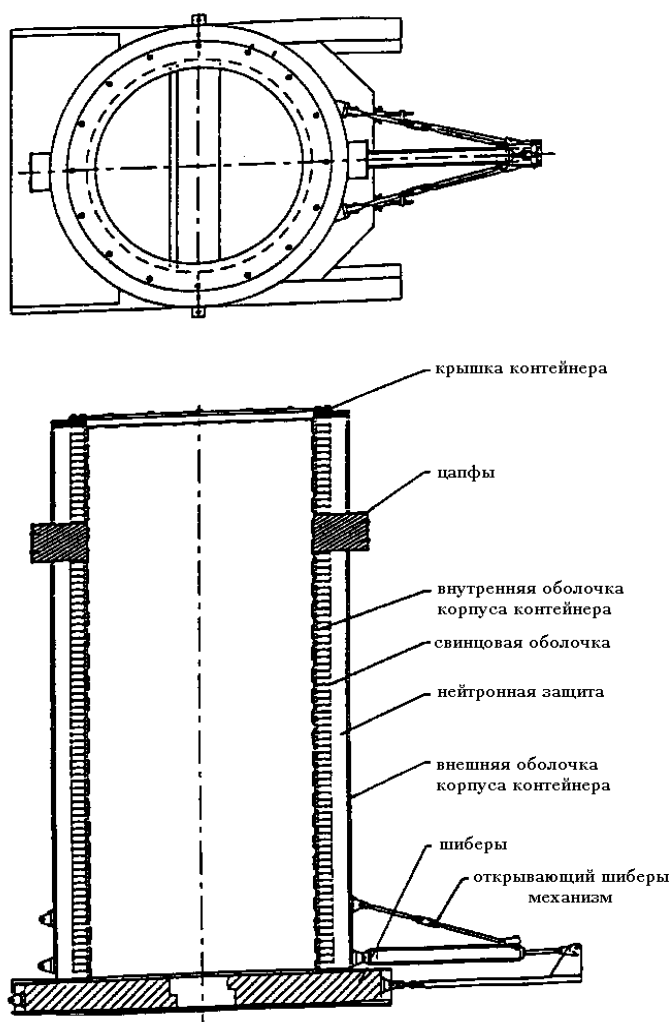


Рисунок 5.10 – Общий вид перегрузочного контейнера системы TranStor



<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 73
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

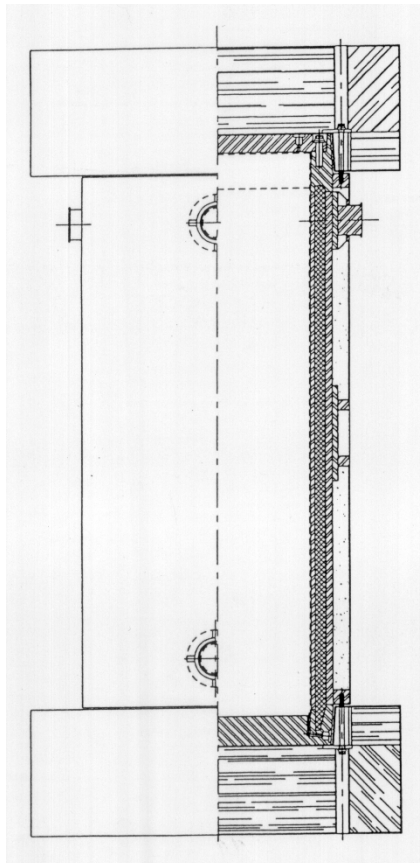


Рисунок 5.11 – Общий вид транспортного контейнера системы TranStor

**Отличительные особенности системы контейнеров TranStor:**

- загрузка чехла производится один раз и не требуется обращение с ОТВС при проведении перегрузочных операций в хранилище;
- система гибкая, позволяющая производить загрузку ОТВС как на энергоблоке АЭС, так и в хранилище;
- позволяет к контейнеру для хранения предъявлять менее жесткие требования чем к транспортному контейнеру;
- в случае загрузки на энергоблоке необходима дополнительная перегрузочная операция в хранилище и дополнительное оборудование;
- контейнер вентилируемый, что не исключает выбросы в окружающую среду при хранении ОЯТ при потере герметичности;
- контейнер для хранения – металлобетонный;
- контейнеры для перегрузки корзины и транспортный контейнер – металлические;
- система контейнеров обеспечивает многоцелевые функции (перегрузка, транспортировка и хранение).

<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 74
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

Таблица 5.12 – Основные характеристики контейнера типа TranStor

Разработчик	Sierra Nuclear Corporation (США) и BNFL (Великобритания)
Лицензионный статус	В стадии проекта
Тип хранилища	металлобетонные вентилируемые контейнеры
Назначение	Хранение и транспортировка ОЯТ
Вместимость контейнера	24 ОТВС реактора PWR, 61 - BWR, 24 ВВЭР-1000, 85 - ВВЭР-440, 162 - РБМК
Материалы изготовления: двухцелевого чехла контейнера для хранения контейнера для транспортировки перегрузочного контейнера	Кс сталь, борир. сталь, нейтр. защита RX-277 Бетон, нж сталь Сталь, свинец, нейтр. защита RX-277 сталь, свинец, нейтр. защита RX-277

### 5.10 Система контейнерного хранения компании «HOLTEC INTERNATIONAL»

Система, разработанная компанией «HOLTEC INTERNATIONAL» (в дальнейшем Холтек) [41-42], состоит из следующих основных компонентов:

- универсальной многоцелевой корзины (MPC);
- металлобетонного контейнера для хранения (HI-STORM);
- контейнера для транспортировки (HI-STAR);
- стального перегрузочного контейнера (HI-TRAC).

Вид системы контейнерного хранения Холтек представлен на рисунке 5.12.

В 1999 году компания ХОЛТЕК получила от Комиссии Ядерного Надзора (NRC) лицензию на MPC и HI-STAR. В 2000 году Холтек получила от Комиссии Ядерного Надзора США (NRC) лицензию на единый комплекс хранения. В настоящее время контейнеры Холтек используются в США, Великобритании, Южной Корее, Тайване и Бразилии.

Основные характеристики контейнерной системы Холтек представлены в таблице 5.13.

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 75
Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ		Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.02 Ред. 03

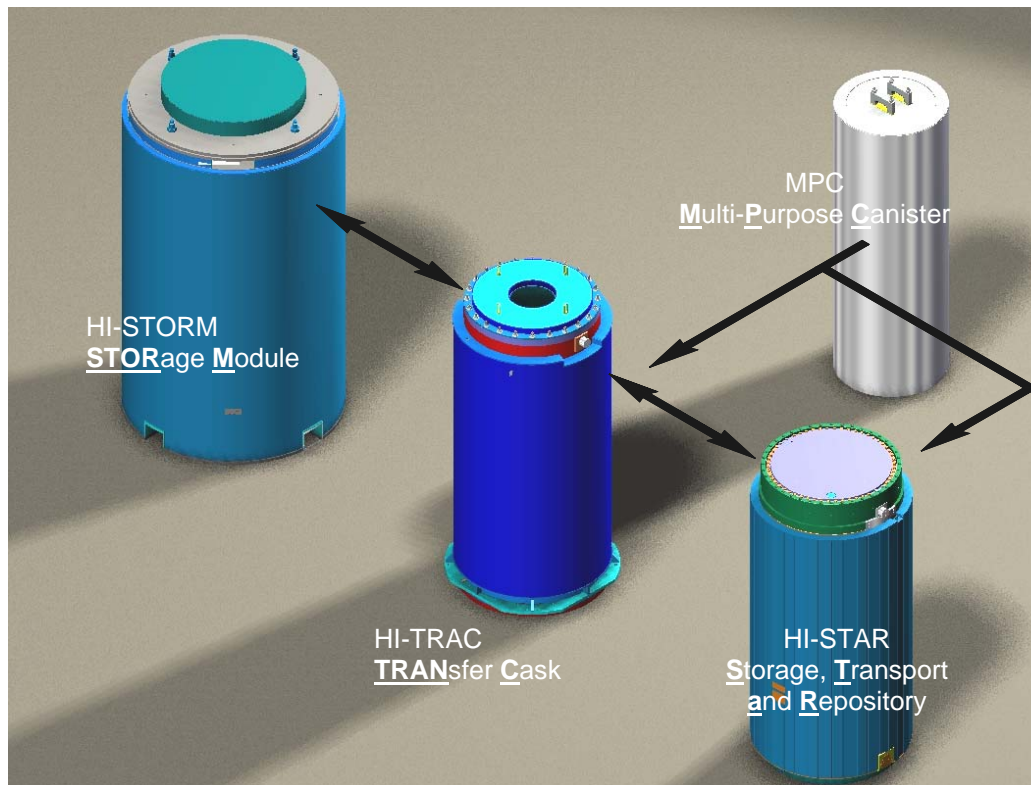


Рисунок 5.12 – Общий вид контейнерной системы Холтек

Многоцелевая герметичная универсальная корзина (МЦК) представляет собой цилиндр из нержавеющей стали с двумя герметичными крышками. Внутри цилиндра расположены ячейки для каждой ОТВС. Внутренняя часть корзины состоит из монолитного ряда пластин, сделанных из нержавеющей стали в виде сот, причем ячейки по всей длине соединены между собой продольными сварными швами. Там, где это необходимо, пластины, сделанные из Борала, укладываются между пластинами, сделанными из нержавеющей стали, по запатентованной технологии, которой компания Холтек владеет совместно с компанией UST&D. Для сборки применяется высокоточная автоматизированная установка с гидравлическим приводом и набором зажимных приспособлений, проходящих на всю длину секции. Для предотвращения деформации нержавеющей стали под действием температуры сварки, продольная сварка выполняется, когда секция удерживается в зажимах. Сварочный процесс также запатентован; он выполняется с применением уникальной направляющей системы, которая дает возможность выполнять сварку быстро и точно. После заполнения МЦК, вода и воздух из нее удаляются и МЦК снова заполняется гелием. Затем МЦК можно поместить либо в контейнер для хранения, изготовленный из бетона и стали, или в стальной контейнер для транспортировки, для чего используется контейнер для перегрузки также изготавливаемый из стали.

Контейнер HI-STORM. Высокопрочный внешний корпус из углеродистой стали, разработанный с учетом требований Американского общества инженеров-механиков (ASME) (Раздел III, Подраздел NF). Этот корпус отвечает также требованиям, установленным для оборудования атомных электростанций. Две концентрические оболочки,

<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 76
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

которые служат в качестве защитной массы, сохраняющей свойства корпуса под воздействием излучения. Это сводит до минимума возможность радиоактивного загрязнения корпуса и позволяет использовать его повторно. Плотная стальная сварная наружная оболочка, защищающая бетонную конструкцию от внешних воздействий и предотвращающая ухудшение состояния и свойств бетона, которое может быть вызвано погодными условиями. Особое геометрическое строение входящего и выходящего вентиляционных каналов, предотвращающее поток радиации. Защитная внутренняя оболочка, понижающая рабочую температуру бетонного экрана, сохраняющая функциональную эффективность контейнера. Антисейсмические характеристики, обеспечивающие устойчивость контейнера на площадках, характеризующихся высокой сейсмической активностью.

**Контейнер HI-STAR.** Контейнер представляет собой емкость цилиндрической формы, предназначенную для размещения МРС. Контейнер HI-STAR выполняет функции радиационной защиты (стенки достаточно толстые для защиты от гамма-излучения) и физической защиты МРС от внешних воздействий при нормальных условиях эксплуатации и при проектных авариях в течение периода хранения и при транспортировке. Контейнер HI-STAR включает в себя нейтронную защиту. Поглотитель нейтронов Holtite-A (принадлежащий компании Холтек), который прошел радиационные и термические испытания при температуре, намного превышающей максимальную температуру, под действием которой он находится во время эксплуатации. Главный разъем между контейнером и крышкой герметизируется с помощью болтового соединения и уплотняется двумя прокладками. Для перегрузочных операций контейнер оборудован цапфами. Как транспортный контейнер системы HI-STAR отвечает всем требованиям международных норм.

**Контейнер HI-TRAC.** Контейнер предназначен для проведения вертикальной перегрузки МЦК из транспортного контейнера HI-STAR в металлобетонный контейнер для хранения HI-STORM. Для этих целей перегрузочный контейнер оборудован шибером и специальными средствами биологической защиты. Корпус контейнера металлический, предназначенный для биологической защиты персонала, осуществляющего перегрузку МРС. Схема использования контейнера HI-TRAC представлена на рисунке 5.13.

Отличительные особенности контейнерной системы Холтек:

- высокая трудоемкость изготовления МЦК и высокие требования к квалификации персонала;
- диаметр МЦК является универсальным для любого типа ОТВС;
- оптимизирована система теплоотвода от ОТВС;
- применение универсальной герметичной корзины позволяет производить загрузку ОТВС как на энергоблоке АЭС, так и в хранилище;
- гибкая система, позволяющая применять различные варианты загрузки ОТВС;
- контейнер для хранения – металлобетонный;
- контейнеры для перегрузки корзины и транспортный контейнер – металлические;
- система контейнеров обеспечивает многоцелевые функции (перегрузка, транспортировка и хранение);
- контейнер для хранения – вентилируемый за счет естественной конвекции;
- потребуются адаптация для ОТВС ВВЭР-1000 и ОТВС ВВЭР-440.

<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 77
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

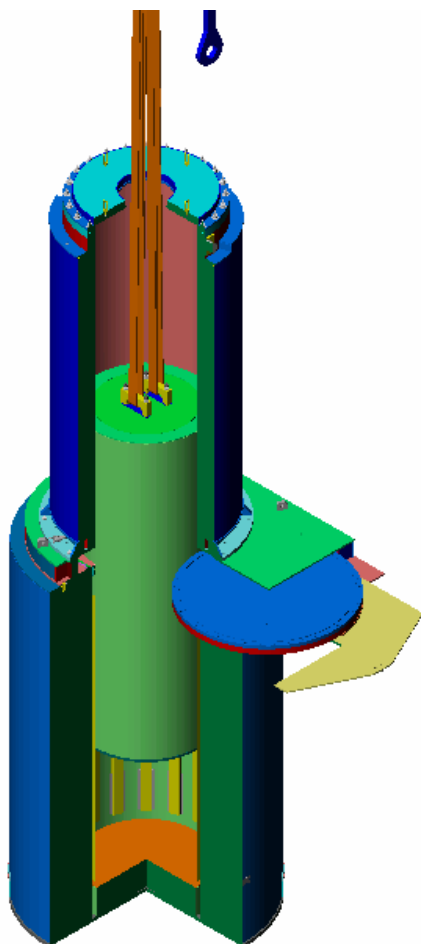


Рисунок 5.13 – Схема использования контейнера HI-TRAC

Таблица 5.13 - Основные характеристики контейнерной системы Холтек

Разработчик	HOLTEC INTERNATIONAL, INC., США
Лицензионный статус	Лицензия США
Тип хранилища	Металлобетонные контейнеры
Назначение	Хранение и транспортировка
Тип топлива	PWR, BWR
Вместимость контейнера	24-32 ОТВС реактора PWR, 68 - BWR
Материал	Коррозионностойкая сталь, углеродистая сталь, борал
Внутренняя среда	Гелий
Удельная стоимость	Нет данных

<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 78
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

## **6 РЕКОМЕНДАЦИИ ПО ТЕХНОЛОГИЯМ ХРАНЕНИЯ ОЯТ В УКРАИНЕ**

При выборе рекомендованных технологий хранения ОЯТ для хранилища ОЯТ АЭС Украины с реакторами типа ВВЭР были учтены следующие положения, с учетом приведенных выше сведений по существующим технологиям хранения ОЯТ:

- технология должна удовлетворять требования НД по безопасности Украины;
- учитывая перспективы развития атомной энергетики Украины, технология должна быть передана в собственность Украине;
- должна быть обеспечена возможность изготовления всех или части элементов технологии на предприятиях Украины;
- технология должна быть опробована в мире и иметь положительный опыт эксплуатации;
- учитывая, что технология должна быть реализована в Украине, желательно минимальные затраты для начального вклада в строительство хранилища.

Рекомендации по использованию технологии хранения ОЯТ для ОЯТ Украины относятся к технологии хранения «сухого» типа:

- бункерного типа;
- модульного типа;
- контейнерного типа.

### **6.1 Бункерные хранилища**

Рассмотренные ранее в разделе 4 настоящего документа бункерные хранилища обладают многими достоинствами:

- конструкция бункерного хранилища позволяет в любое время проводить контроль хранимого топлива;
- здание бункерного хранилища занимает меньше места по сравнению с площадкой модульного или контейнерного хранилища ОЯТ;
- при эксплуатации бункерного хранилища образуется незначительное количество отходов;
- в бункерных хранилищах применяется апробированная в течении многих лет технология хранения топлива;
- применяется пассивные методы теплоотвода, что при эксплуатации, требует минимум обслуживания;
- обеспечивается низкая температура оболочек ТВЭЛ при хранении.

Вместе с тем, проекту бункерного хранилища большой емкости присущи и недостатки, главными из которых являются:

- значительные инвестиции, которые необходимо вложить в период строительства бункерного хранилища большой емкости;
- нерентабельность хранения сборок на начальном этапе эксплуатации хранилища;
- возможность расширения только отдельным достаточно большим строительным массивом.

Технические требования и требования по безопасности, предъявляемые к условиям хранения ОЯТ в Украине, совместимы со следующими известными системами «сухого» хранения бункерного (камерного) типа, в частности:

<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 79
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

1) С концепцией хранилища "бункерного" типа "CASCAD", при условии использования таких проектных решений: оптимальная конфигурация для ОТВС четырехлетней выдержки заключается в том, чтобы поместить 3 ОТВС реакторов ВВЭР-1000 в каждый чехол, а в каждый колодец установить два чехла один над другим. При такой схеме один модуль хранилища на 500 тонн урана будет иметь 200 колодцев.

2) С концепцией хранилища «бункерного» типа MVDS, реализованной в Венгрии для ОЯТ ВВЭР-440. Вместимость одного модуля MVDS составляет до 200 ОТВС.

Причины, по которым не рекомендуются другие технологии «бункерного» типа, описанные в разделе 4, следующие:

- отсутствие опыта эксплуатации;
- отсутствие данных по поведению чехлов с ОТВС и строительных конструкций хранилища во времени;
- значительные, по сравнению с CASCAD и MVDS, начальные затраты за счет более значительных строительных объемов зданий перегрузки.

Именно невозможность реализовать вложения больших инвестиций на начальном этапе может послужить основной причиной, по которой, несмотря на все преимущества камерного хранения, выбор будет сделан в пользу другой технологии. Реально оценивая шансы реализации данной технологии можно с большой вероятностью ожидать, что в основном экономические аспекты будут определяющими при оценке этой технологии, что делает ее менее привлекательной для Украины.

## **6.2 Модульные хранилища**

Рассмотренное ранее в разделе 4 настоящего документа модульное хранилище NUHOMS обладает многими достоинствами:

- в модульных хранилищах применяется апробированная в течении многих лет технология хранения топлива;
- лицензирование технологии имеет опыт в Украине;
- применяется пассивные методы теплоотвода, что при эксплуатации, требует минимум обслуживания;
- возможность расширения путем строительства отдельных модулей;
- для обеспечения радиационной защиты применяется дешевый материал - бетон.

При реализации технологии NUHOMS для строительства хранилища отработавшего ядерного топлива ЧАЭС возникли проблемы, которые могут повлиять на принятие решения о возможности и условиях использования данной технологии в ЦХОЯТ и для принятия решений об использовании других технологий для АЭС Украины.

В приложении В приводятся основные выводы аудита, который был проведен по требованию ассамблеи доноров. Для этой цели была привлечена компания SKB International Consultants (далее по тексту – SKB IC), находящаяся в Стокгольме, Швеция.

При выполнении аудита были выявлены недостатки и ошибки Подрядчика ХОЯТ-2 и Заказчика, которые привели к остановке работ по строительству ХОЯТ-2.

<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 80
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

### **6.3 Металлические контейнеры**

С чисто технической точки зрения металлические контейнеры представляются достаточно привлекательными для решения проблемы хранения ОЯТ. Они обладают многими преимуществами по сравнению с бункерными или модульными хранилищами. Так, например, многие типы металлических контейнеров являются двухцелевыми, то есть они предназначены и для хранения, и для транспортировки ОЯТ. Это свойство позволяет ограничить количество перегрузок ОТВС. Как транспортные такие контейнеры отвечают жестким требованиям по безопасности в отношении прочности, а также требованиям ядерной и радиационной безопасности. Высокая теплопроводность металлов позволяет обеспечить достаточный теплоотвод при хранении "горячих" ОТВС. Такие характеристики делают наиболее приемлемыми для выбора металлические контейнеры, разработанные компаниями GNB (типа CASTOR), Nuclear Assurance Corporation или Westinghouse, Холтек, модифицированные контейнеры ТК-6 и ТК-13. Вместе с тем, сложная технология изготовления и высокая металлоемкость обуславливает высокую стоимость таких контейнеров, что является существенным экономическим недостатком.

Так например стоимость хранения ОЯТ в контейнерах типа CASTOR равняется 120-150 \$/кг U, а для контейнеров типа TN она равна 150-180 \$/кг U. Следовательно, возможность использования металлических контейнеров в условиях Украины должна быть достаточно хорошо обоснована с точки зрения эффективности затрат и возможности изготовления их в Украине.

С технической точки зрения представляет интерес также металлический контейнер типа CASTOR фирмы GNB, Германия. Эти контейнеры уже используются в Чехии для ОЯТ ВВЭР-440 и также планируется их использование для ОТВС реакторов ВВЭР-1000. Интерес представляют металлические модернизированные контейнеры ТК-6 и ТК-13, т.к. по своим габаритным и конструктивным характеристикам аналогичны уже существующим контейнерам ТК-6 и ТК-13.

### **6.4 Металлобетонные контейнеры**

Металлобетонные контейнеры для хранения ОЯТ характеризуются более высокими экономическими параметрами. Более низкая стоимость таких контейнеров объясняется тем, что их производство менее металлоемко, для радиационной защиты и в качестве конструкционного материала используется более дешевый материал - бетон. Металлобетонные контейнеры, как следует из предыдущих разделов обзора, разработаны и для отработавшего топлива реакторов ВВЭР и для РБМК. Однако следует отметить, что для обеспечения достаточного теплоотвода от ОТВС с высоким остаточным тепловыделением корпус бетонного контейнера армируют теплопроводящим металлом.

Среди описанных выше типов бетонных контейнеров наиболее перспективным для хранения ОТВС реактора ВВЭР-1000 в Украине можно считать:

- уже отлицензированный в Украине металлобетонный контейнер ВКХ-ВВЭР;
- двухцелевой металлобетонный контейнер CONSTOR-VVER;
- систему для хранения и транспортировки ОЯТ HOLTEC.



<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 81
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

## **7 ВЫБОР ТЕХНОЛОГИИ ХРАНЕНИЯ ОЯТ В ЦХОЯТ**

### **7.1 Требования к проведению тендера**

Выбор технологии хранения ОЯТ должен осуществляться на основании конкурсного отбора при условии выполнения технологией требований нормативной документации Украины по безопасности.

При выборе технологии хранения ОЯТ в ХОЯТ ВВЭР следует исходить из следующих общих соображений:

- в хранилище должна использоваться уже проверенная, надежная технология;
- для подготовки топлива к распаковке, герметизации и очистке после аварии целесообразно иметь в хранилище установку по обращению с ОЯТ (горячую камеру);
- хранилище создается для хранения крупных объемов ОТВС и является централизованным для всех АЭС с ВВЭР. В дальнейшем возможна также транспортировка ОЯТ с ЗАЭС;
- в случае реализации проекта ХОЯТ ВВЭР важным становится вопрос транспортировки ОЯТ с АЭС в ХОЯТ. Исходя из того, что все АЭС сообщаются с железнодорожной сетью Украины, в качестве приоритетного способа транспортирования следует рассматривать железнодорожный транспорт. Этот транспорт является наиболее используемым и в других странах Европы для перевозок ядерного топлива. К тому же, он позволяет максимально сократить количество перегрузочных операций как при перевозке ОЯТ в ХОЯТ ВВЭР, так и при перевозке за границу на переработку;
- инвестиционная привлекательность технологии, т.е. готовность фирм вложить средства в строительство ХОЯТ ВВЭР на Украине;
- минимальные сроки строительства и ввода в эксплуатацию ХОЯТ ВВЭР, включая лицензирование технологии в Украине;
- возможность изготовления оборудования в Украине, позволяющая в последствии не зависеть от импорта;
- технологичность изготовления отдельных элементов технологии в связи с требованиями к производству и персоналу.

При выборе технологии должны быть учтены данные по технологии, характеризующие собственно технические возможности ХОЯТ, а именно:

- проектную вместимость объекта для ОТВС;
- производительность установки, ОТВС/год;
- ежегодную допустимую длительность технического обслуживания систем и оборудования, связанную с прекращением технологического цикла;
- ограничения на потребление энергетических ресурсов;
- допустимое среднее время безотказной работы всего комплекса;
- ограничение на численность персонала;
- проектный срок эксплуатации;
- радиационные характеристики (коллективная доза персонала за весь период эксплуатации, выбросы и сбросы при нормальной эксплуатации и при проектных и

<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 82
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

запроектных авариях, мощность дозы на границе санитарно-защитной зоны ХОЯТ при нормальной эксплуатации, проектных и запроектных авариях);

- предельное значение вероятности проектной аварии с максимальными радиационными воздействиями для персонала, населения и окружающей среды при эксплуатации ХОЯТ в течение одного года.

## **7.2 Проведение тендера по выбору Подрядчика на сооружение ЦХОЯТ «под ключ»**

Тендерный комитет по вопросам создания ЦХОЯТ ВВЭР был создан приказом ГП НАЭК "Энергоатом". В состав тендерного комитета вошли представители: ГП НАЭК "Энергоатом", Министерства топлива и энергетики Украины, Государственного комитета ядерного регулирования Украины и Национальной комиссии регулирования электроэнергетики Украины.

Объявление о проведении тендера было опубликовано в газете "Голос Украины" от 22.07.03 и на официальном сайте ГП НАЭК «Энергоатом».

В ответ на объявление о проведении тендера получено 4 (четыре) заявки на участие, а именно от:

- Консорциума "Проект ХОЯТ" в составе:
  - ЗАО "Атомстройэкспорт" (АСЭ) – Российская Федерация;
  - ЗАО "Комплект-Атом-Ижора" – Российская Федерация;
  - ФГУП "ГИ"ВНИПИЭТ" – Российская Федерация;
  - ОАО "Южтеплоэнергомонтаж" – Украина.
- Консорциума в составе:
  - Framatome-ANP – Франция;
  - COGEMA LOGISTICS – Франция;
  - SGN – Франция.
- Консорциума в составе:
  - ЗАО "Новокраматорский машиностроительный завод" - Украина;
  - ЗАО "Укратомэнергострой";
  - ООО "Энергетические инвестиции";
  - НВИП "СТРУМ" - Украина.
- Корпорации "HOLTEC INTERNATIONAL" – США.

Конечный срок принятия тендерных предложений был установлен 03.06.2004.

## **7.3 Оценка технических предложений**

В соответствии с установленным в тендерной документации конечным сроком подачи тендерных предложений получены пакеты с тендерными предложениями от:

- консорциума "Проект ХОЯТ" в составе: ЗАО "Атомстройэкспорт" - лидер (Россия), ЗАО "Комплект-Атом-Ижора" (Россия); ФГУП "ВНИПИЭТ" (Россия); ОАО "Южтеплоэнергомонтаж" (Украина);
- консорциума в составе: ЗАО "Укратомэнергострой", ЗАО НКМЗ, ООО "Энергетические инвестиции", НВИП "СТРУМ" – все Украина.
- корпорации "Holtec International" (США).

Состав консорциума ЗАО НКМЗ - НВИП "СТРУМ" претерпел следующие изменения:

<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 83
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

- в состав консорциума включены ЗАО "Укратомэнергострой" и ООО "Энергетические инвестиции";

- лидером консорциума назначено ЗАО "Укратомэнергострой".

Консорциум в составе Framatome-ANP, COGEMA LOGISTICS, SGN тендерное предложение не предоставил.

Раскрытие тендерных предложений состоялось 08.06.2004. В процессе раскрытия тендерных предложений установлено, что консорциум "Проект ХОЯТ" не представил в составе тендерных документов банковскую гарантию тендерного предложения, о чем поставлен в известность представитель консорциума "Проект ХОЯТ".

На заседании тендерного комитета от 25.06.04, посвященном оценке соответствия тендерных предложений формальным требованиям, тендерным комитетом принято решение об исключении из дальнейшего рассмотрения тендерного предложения консорциума "Проект ХОЯТ" в связи с непредставлением банковской гарантии тендерного предложения, что является невыполнением требований тендерной документации. Таким образом, к дальнейшему рассмотрению допущены два предложения:

- консорциума в составе: ЗАО "Укратомэнергострой", ЗАО НКМЗ, ООО "Энергетические инвестиции", НВИП "СТРУМ" – все Украина;
- корпорации "Holtec International" (США).

### **7.3.1 Техническое предложение Консорциума в составе: ЗАО "Укратомэнергострой" ЗАО "Новокраматорский машиностроительный завод", ООО "Энергетические инвестиции", НВИП "СТРУМ"**

В рамках данного предложения планировалась реализация технологии «сухого» контейнерного хранения отработавшего топлива.

Безопасное обращение с отработавшим ядерным топливом осуществляется путем применения технологии контейнерного хранения (рисунок 7.1), разработанной немецкой фирмой GNB, чешской фирмой «Skoda J.S.» совместно с российским институтом ЦКТИ специально для ОЯТ реакторов ВВЭР-1000, ВВЭР-440.



Рисунок 7.1- Внешний вид хранилища контейнеров GNB

<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 84
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

Предложенная технология предусматривает:

- загрузку ОТВС в реакторных отделениях энергоблоков АЭС (рисунок 7.2);
- совмещение функций транспортировки и хранения в одном контейнере;
- размещение контейнеров для хранения ОЯТ на железобетонном основании на территории ХОЯТ;
- контроль параметров, отражающих состояние ОЯТ, и управление технологическими операциями при подготовке ОЯТ к хранению и в процессе хранения.



Рисунок 7.2 – Загрузка контейнера на энергоблоке АЭС

Техническое предложение предусматривает два варианта конструкции контейнера: чугунный контейнер и металлобетонный контейнер.

Чугунный контейнер (рисунок 7.3) состоит из:

- корпуса с днищем;
- первичной и вторичной крышек;
- прокладок крышек;
- двух грузовых и двух опорных цапф.

Корпус контейнера изготавливается из высокопрочного чугуна с шаровидным графитом и имеет систему вертикальных каналов заполненных твердой нейтронной защитой.

<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 85
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03



Рисунок 7.3 – Внешний вид контейнера чугунного

Контейнер рассчитан на 19 ОТВС ВВЭР-1000 или 84 ОТВС ВВЭР-440. Теплосъем остаточного энерговыделения ОЯТ обеспечивается за счет применения шестигранного профиля из борированного алюминия и заполнения внутренней полости контейнера гелием. Упаковочная корзина (УК) выемная, позволяющая обеспечить ее выгрузку из аварийного контейнера и установку в другой контейнер. Для негерметичных ОТВС предусматривается упаковочная корзина, отличающаяся от стандартной УК количеством ячеек и геометрическими размерами ячеек. Соединение первичной и вторичных крышек с корпусом контейнера – болтовое. Масса контейнера, загруженного ОЯТ ВВЭР-1000, равна 119т, загруженного ОЯТ ВВЭР-440 - 116т. Контейнеры используются в Германии, в США, Бельгии, Швейцарии, Южной Африке, Чехии, Литве.

Металлобетонный контейнер (рисунок 7.4) представляет собой толстостенный металлобетонный цилиндрический корпус, герметично закрываемый тремя крышками. Корпус состоит из двух сварных стальных стаканов, состоящих из обечайки и днища, вставленных один в другой и зафиксированных при помощи стальных полос так, что между обечайками и днищами стаканов образуется полость, которая заполнена тяжелым термостойким бетоном. Материал обечайки, днищ, вторичной и защитной крышек – сталь марки 09Г2С ГОСТ 19281-89. Контейнер рассчитан на 19 ОТВС ВВЭР-1000 или 84 ОТВС ВВЭР-440. Теплосъем остаточного энерговыделения отработавшего топлива обеспечивается за счет применения шестигранного профиля из борированного алюминия и заполнения внутренней полости контейнера гелием. Упаковочная корзина аналогична корзине, применяемой в чугунном контейнере.

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 86
Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03



Рисунок 7.4 – Внешний вид металлобетонного контейнера

Соединение первичной крышки с корпусом контейнера – болтовое, второй и третьей крышек – посредством сварки. Масса контейнера, загруженного ОЯТ ВВЭР-1000, равна 110 т, загруженного ОЯТ ВВЭР-440 - 106 т. Аналогичные контейнеры для ОЯТ РБМК-1000 используются в Литве.

ХОЯТ включает в себя четыре основные зоны:

1) **Зона загрузки ОТВС** располагается на территории АЭС, в реакторных отделениях энергоблоков. Эта зона включает существующие системы АЭС, используемые для загрузки контейнеров и оборудование для сварки, заполнения гелием и контроля герметичности контейнера.

2) **Зона транспортировки** включает транспортировку загруженного контейнера от АЭС к промплощадке ХОЯТ ВВЭР. Эта зона включает специализированный вагон-контейнер для контейнеров с и без ОЯТ. Кроме транспортировки от АЭС до ХОЯТ ВВЭР, в границах зоны транспортировки осуществляется маневрирование с составом с ОЯТ на промплощадке ХОЯТ ВВЭР и доставка контейнеров транспортером от здания перегрузки к месту установки контейнера на хранение.

3) **Зона перегрузки** располагается на территории промплощадки ХОЯТ ВВЭР. Зона включает в себя здание перегрузки, предназначенное для приема контейнеров с АЭС и систем, обеспечивающих прием и подготовку контейнера к хранению, а также предназначенное для проведения аварийной перегрузки контейнера и систем, обеспечивающих данный процесс.

4) **Зона хранения.** Эта зона расположена на территории промплощадки ХОЯТ ВВЭР и включает в себя фундаментное основание, на которое устанавливаются контейнеры, сами контейнеры с ОЯТ, системы обеспечивающие контроль процесса хранения контейнеров.



<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 87
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

Ядерная безопасность обеспечивается взаимным размещением ОТВС в контейнере, при котором эффективный коэффициент размножения нейтронов ( $K_{эфф}$ ) не превышает 0,95 при нормальных условиях эксплуатации и проектных авариях.

Радиационная защита ХОЯТ ВВЭР основывается на выполнении требований НРБУ-97.

### 7.3.2 Техническое предложение корпорации «HOLTEC INTERNATIONAL»

Корпорация «HOLTEC INTERNATIONAL» в техническом предложении для ЦХОЯТ представила следующие варианты технологии хранения ОЯТ:

- Вариант 1. С использованием для хранения ОЯТ подземного вентилируемого модуля HI-STORM 100U;
- Вариант 2. С использованием для хранения ОЯТ наземного вентилируемого модуля HI-STORM 100S.

В качестве подвариантов для обоих вариантов предложена:

А) Загрузка на энергоблоках ОЯТ в контейнеры ТК-13 (ТК-6) с последующей доставкой на площадку ХОЯТ и перегрузкой ОЯТ из ТК-13 (ТК-6) в HI-STORM 100.

Б) Загрузка на энергоблоках ОЯТ в многоцелевые контейнеры (МЦК), которые затем помещаются в транспортные контейнеры HI-STAR с последующей их доставкой на площадку ХОЯТ и перегрузкой МЦК из HI-STAR в HI-STORM 100.

#### Вариант 1.

Модуль HI-STORM 100U (рисунок 7.5) включает многоцелевой контейнер **МЦК-31** (емкостью 31 ОТВС для ВВЭР-1000) или **МЦК-85** (емкостью 85 ОТВС для ВВЭР-440), который представляет собой цельносварную, двухбарьерную конструкцию из нержавеющей аустенитной стали и блок радиационной защиты с вентиляционными каналами.

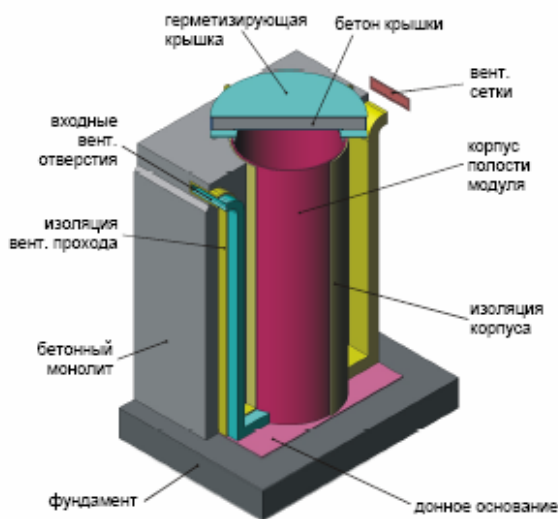


Рисунок 7.5

Многоцелевой контейнер (МЦК) состоит из герметичного корпуса и топливного чехла. Герметичный корпус представляет собой цилиндрический контейнер из коррозионностойкой стали.

МЦК является изделием, состоящим из днища, корпуса, крышки и герметизирующего кольца.

На рис. 7.6 показан МЦК в разрезе с топливным чехлом внутри.

Цилиндрический корпус МЦК имеет внешний диаметр 1782 мм и толщину выполненной из коррозионностойкой стали двойной стенки в 22 мм. Двуслойный сварной

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 88
Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

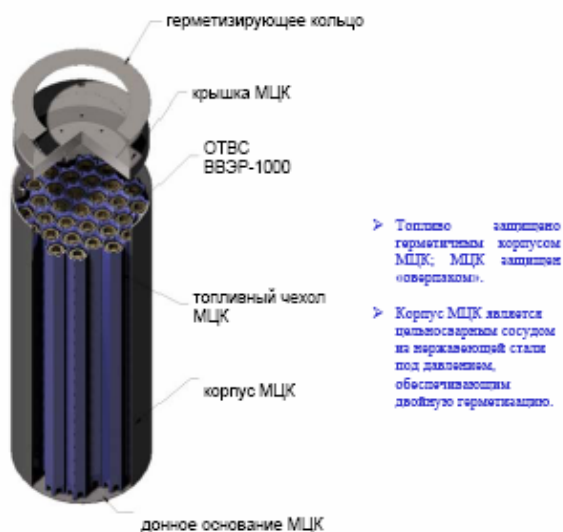


Рисунок 7.6

цилиндрический корпус, днище, верхняя крышка и герметизирующее кольцо МЦК образуют двойной барьер герметичности. Топливный чехол внутри МЦК имеет сотовую структуру, образующую ячейки для хранения топлива, одним из компонентов топливного чехла является материал МЕТАМИС – поглотитель нейтронов.

Система подземного хранения представляет собой монолитную бетонную структуру для хранения МЦК в вертикальном положении в ХОЯТ. Модуль хранения HI-STORM 100U (рисунок 7.7) полностью совместим с перегрузочным контейнером HI-TRAC для проведения погрузо-разгрузочных операций с использованием гусеничного транспортера для перевозки контейнеров в вертикальном положении. Выгрузка МЦК из HI-TRAC или HI-STAR в HI-STORM 100U показана на рисунок 7.8.

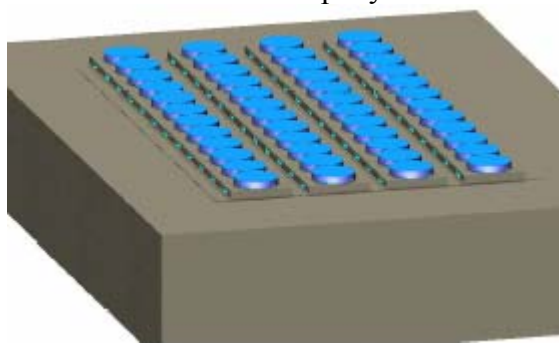


Рисунок 7.7

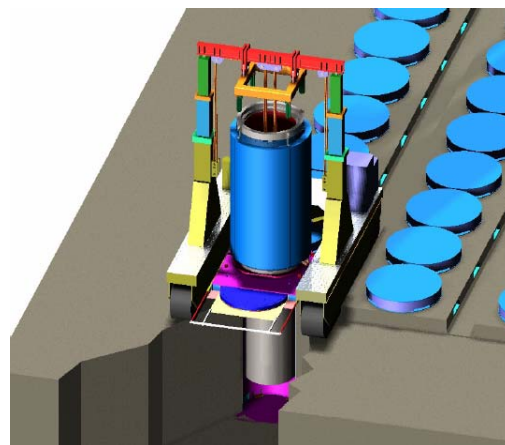


Рисунок 7.8

## Вариант 2:

В качестве альтернативы, предлагаемой по варианту 1 системы HI-STORM 100U, корпорация HOLTEC INTERNATIONAL предлагает использовать систему HI-STORM 100S.

Система HI-STORM 100S включает в себя: многоцелевые контейнеры (МЦК); модуль для хранения МЦК HI-STORM 100S, а также перегрузочный контейнер HI-TRAC.

Модуль HI-STORM 100S предназначен исключительно для хранения и выполняет функции радиационной защиты и пассивного теплоотвода (рисунок 7.9). Модуль HI-STORM 100S представляет собой вертикальную вентилируемую конструкцию в стальной оболочке,



<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 89
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

которая создает условия для пассивного воздушного охлаждения содержащегося в ней МЦК. На рисунке 7.10 изображена система HI-STORM 100S, используемая на АЭС Columbia (США).

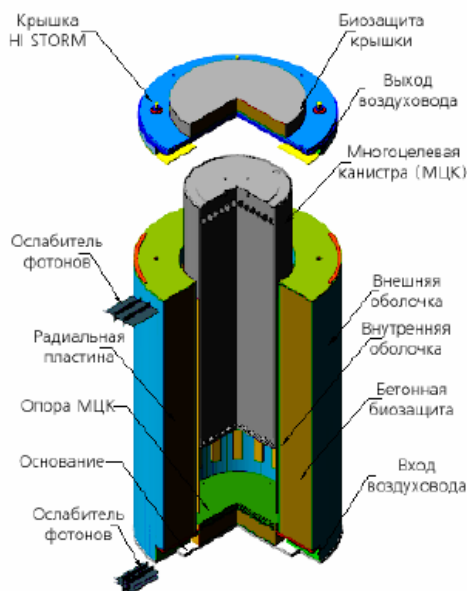


Рисунок 7.9



Рисунок 7.10

Для транспортировки ОЯТ с площадок АЭС HOLTEC INTERNATIONAL предлагает два варианта: с использованием модуля HI-STAR (вариант А) или с использованием контейнера ТК-13 (ТК-6) (вариант Б).

#### **Вариант А:**

Предлагается использование существующих транспортных контейнеров ТК вместо транспортных модулей HI-STAR. При этом варианте топливо загружается в контейнеры ТК-13 (топливо реакторов ВВЭР-1000) или ТК-6 (топливо реакторов ВВЭР-440) и перевозится в хранилище, где отработавшие топливные сборки будут упаковываться в МЦК в здании перегрузки. В здании перегрузки топлива находится перегрузочное устройство, расположенное в горячей камере. Для перегрузки топлива транспортный контейнер ТК с топливом и пустой МЦК, расположенный в перегрузочном контейнере HI-TRAC, стыкуются с днищем горячей камеры. Крышки транспортного контейнера ТК и МЦК снимаются в горячей камере, и топливо перегружается из контейнера ТК в МЦК с использованием кран-манипулятора с ручным управлением. По завершению перегрузки топлива контейнер ТК удаляется из-под горячей камеры, деактивируется и подготавливается к хранению или транспортировке на АЭС для дальнейших перевозок топлива. На загруженный топливом МЦК в горячей камере надевается крышка и перегрузочный контейнер HI-TRAC удаляется из-под горячей камеры и помещается на подмости. Там крышка заваривается, контейнер высушивается и заполняется гелием. В качестве последнего этапа перед хранением HI-TRAC перевозится к модулю HI-STORM 100 и МЦК перегружается из контейнера HI-TRAC в модуль HI-STORM.

<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 90
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

### **Вариант Б:**

В соответствии с данным подходом отработавшее ядерное топливо загружается в многоцелевой контейнер (МЦК) на реакторной площадке. Перегрузочный контейнер HI-TRAC с МЦК загружается топливом в бассейне выдержки реакторного отделения. Далее МЦК заваривается и перегружается из HI-TRAC в транспортный модуль HI-STAR. Затем HI-STAR с загруженным МЦК отправляется на площадку ХОЯТ, где МЦК перегружается в модуль HI-STORM 100S с использованием гусеничного транспортера для перевозки контейнеров в вертикальном положении.



На рисунке 7.11 изображен гусеничный транспортер для перевозки контейнеров в вертикальном положении с загруженным модулем HI-STORM 100S на АЭС "Энерджи Норт Уэст Коламбия" (США).

Рисунок 7.11

## **7.3.3 Оценка технических предложений**

Сравнение отдельных технических характеристик предложений претендентов приведено в таблице 7.1.

### **7.3.3.1 Оценка технического предложения Холтек**

В процессе оценки технических тендерных предложений тендерным комитетом рассмотрены все варианты технологий, представленные Холтек, а именно:

- Вариант 1. С использованием для хранения ОЯТ наземного вентилируемого контейнера HI-STORM 100S.
- Вариант 2. С использованием для хранения ОЯТ подземного вентилируемого модуля HI-STORM 100U.

В качестве подвариантов для обоих вариантов рассмотрена:

А) Загрузка на энергоблоках ОЯТ контейнеры ТК-13 (ТК-6) с последующей доставкой на площадку ХОЯТ и перегрузкой ОЯТ из ТК-13 (ТК-6) в HI-STORM 100.

Б) Загрузка на энергоблоках ОЯТ контейнеры HI-STAR с последующей доставкой на площадку ХОЯТ и перегрузкой ОЯТ из HI-STAR в HI-STORM 100.

#### **Вариант 1, подвариант А**

Предлагаемый вариант признан тендерным комитетом приемлемым. При этом, отмечены следующие недостатки.

<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 91
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

Представленная в тендерном предложении "поштучная" сухая перегрузка ОТВС из ТК-13(6) в контейнер для хранения приводит к увеличению количества операций с отработавшим топливом, что может оказать негативное влияние на безопасность. В частности, изменение геометрических размеров (деформация) ОТВС в связи с транспортировкой в горизонтальном положении и действия температурных градиентов, может привести к заклиниванию ОТВС в процессе перегрузки из ТК-13 (ТК-6) в МЦК. Принимая во внимание высокую радиоактивность ОЯТ, необходимость ликвидации подобных ситуаций может привести к дополнительному облучению персонала, увеличению продолжительности технологического процесса и другим негативным факторам. При этом, техническое предложение не предусматривает наличия какого-либо промежуточного водяного бассейна для выполнения операций по перегрузке ОЯТ (по аналогии с бассейном выдержки энергоблока). Такое решение, по мнению ТК, не является оптимальным решением с точки зрения влияния на безопасность.

Кроме этого, истечение срока службы существующего в Украине контейнерного парка ТК-13 в ближайшие годы (5-7лет), потребует замены или продления ресурса контейнеров, что приведет к дополнительным затратам Заказчика.

#### **Вариант 1, подвариант Б**

Предлагаемый вариант признан тендерным комитетом приемлемым. При этом, отмечены следующие недостатки

Представленная в ТП конструкция HI-STAR, включающая многоцелевую корзину (МЦК), рассчитана на 25 кВт при горизонтальном расположении и, таким образом, при полной загрузке ОЯТ (31 ОТВС) с заданным в ТС минимальным энерговыделением (1,1 кВт) не обеспечивает неперевышение эксплуатационного предела температуры оболочек ТВЭЛ при транспортировке. Таким образом, конструкция HI-STAR для удовлетворения требования по критерию "температура оболочки ТВЭЛ" потребует модификации. В своих ответах претендент заявил о готовности внесения в конструкцию определенных изменений, направленных на удовлетворение критерия "температура оболочки ТВЭЛ" и о готовности предоставить дополнительные контейнеры в объеме пускового комплекса (при недозагрузке) без увеличения стоимости предложения.

Еще одним недостатком является использование большего количества транспортно-технологического оборудования и транспортно-технологических операций (по отношению к другим технологиям) при подготовке на блоке контейнера с ОЯТ к отправке в ХОЯТ. Основные временные затраты при использовании данного подварианта связаны с использованием специального перегрузочного контейнера HI-TRAC, а также конструктивными особенностями энергоблоков с реакторами ВВЭР-1000 (узкий транспортный коридор и проем из транспортного коридора в реакторное отделение), вследствие чего операции по кантовке транспортного контейнера в транспортном коридоре (перевод в горизонтальное положение) требуют дополнительных манипуляций с кантователем и транспортной платформой.

Корпорация «HOLTEC INTERNATIONAL» в ответах на вопросы к тендерному предложению гарантирует сокращение до 2,3 часа/ОТВС времени на весь цикл операций от доставки пустого контейнера на энергоблок до отправки загруженного контейнера.

<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 92
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

### **Вариант 2**

Техническое предложение корпорации «HOLTEC INTERNATIONAL» с использованием подземного вентилируемого контейнера HI-STORM 100U тендерным комитетом признано не приемлемым по причине отсутствия апробированного варианта технологии. В своих ответах на вопросы Заказчика корпорация «HOLTEC INTERNATIONAL» информирует тендерный комитет о том, что в США HI-STORM 100U будет заявлен в качестве существующей технологии только после того, как Комиссия ядерного регулирования США завершит ее рассмотрение и будет готова выставить на общественное обсуждение отчет по оценке безопасности. При этом, отмечено наличие ряда преимуществ подземного хранения перед технологией наземного хранения (улучшенная радиационная защита, защита от попадания летящих предметов).

В целом, с точки зрения ядерной и радиационной безопасности представленное корпорацией «HOLTEC INTERNATIONAL» техническое предложение позволяет сделать вывод о возможности спроектировать и построить ХОЯТ, отвечающее действующим в Украине нормам и правилам и международным принципам безопасности ядерных установок.

К достоинствам представленной в техническом предложении технологии следует отнести применение МЦК, вследствие чего упрощаются операции с ОЯТ, в частности, при снятии ХОЯТ с эксплуатации (перезагрузка МЦК с ОЯТ в другие контейнеры для хранения или контейнеры для захоронения), при потере герметичности МЦК (перегрузка МЦК в HI-STAR без переупаковки ОЯТ), при обращении с негерметичными ОТВС.

Из представленных в предложении вариантов наиболее приемлемым является вариант использования системы наземного хранения HI-STORM 100S с доставкой ОЯТ в хранилище в контейнерах HI-STAR.

### **7.3.3.2 Оценка технического предложения консорциума во главе с ЗАО "Укратомэнергострой"**

В процессе оценки технических тендерных предложений тендерным комитетом рассмотрены все варианты технологий, представленные консорциумом во главе с ЗАО "Укратомэнергострой", а именно:

- Вариант 1. С использованием для хранения и транспортировки ОЯТ чугунного контейнера.
- Вариант 2. С использованием для хранения и транспортировки ОЯТ металлобетонного контейнера.

**Вариант 1** предложения консорциума во главе с ЗАО "Укратомэнергострой" признан приемлемым. При этом, отмечены следующие недостатки.

Чугун отсутствует в действующем в Украине перечне разрешенных к использованию в ядерной энергетике материалов, что приведет к необходимости предоставления в органы государственного регулирования ядерной и радиационной безопасности Украины дополнительных обоснований о возможности использования чугуна в качестве материала для контейнеров с ОЯТ.

Герметичность конструкции крышка–корпус контейнера обеспечивается за счет болтового соединения с использованием специальных герметизирующих прокладок. Такое конструктивное решение может привести к необходимости переуплотнения крышек в процессе хранения топлива на основании того, что срок службы прокладки составляет до

<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 93
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

60 лет, в то время как срок службы ХОЯТ, по условиям тендерной документации, составляет не менее 100 лет.

Не смотря на то, что толщина стенок чугунного контейнера представляется достаточной для обоснования требований по герметичности конструкции, формально контейнер имеет только один защитный барьер (согласно требованиям тендерной документации, защитных барьеров в конструкции контейнера, без учета оболочки ТВЭЛ, должно быть не менее двух).

**Вариант 2** предложения консорциума во главе с ЗАО "Укратомэнергострой" признан приемлемым. К недостаткам варианта следует отнести отсутствие в техническом предложении информации о наличии необходимых сертификатов (лицензий) на контейнер для использования его в качестве транспортного при перевозке ОЯТ между площадками.

В целом, с точки зрения ядерной и радиационной безопасности представленное консорциумом во главе с ЗАО "Укратомэнергострой" техническое предложение позволяет сделать вывод о возможности спроектировать и построить ХОЯТ, отвечающее действующим в Украине нормам и правилам и международным принципам безопасности ядерных установок.

К достоинствам представленной в техническом предложении технологии следует отнести его адаптированность к конструктивным особенностям действующих в Украине энергоблоков АЭС (габаритные размеры и конструкция контейнеров позволяет использовать в большинстве транспортно-технологических операций решения, которые апробированные на технологии загрузки ТК-13 и ТК-6).

<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 94
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

Таблица 7.1 – Сравнение технических предложений претендентов

Параметр	Корпорация "HOLTEC INTERNATIONAL"	ЗАО "Укратомэнергобуд"		Примечание
	Контейнер Холтек	Контейнер чугунный	Контейнер металлобетонный	
Вместимость (для ОЯТ ВВЭР-1000), штук ОТВС	31	19	19	Возможность размещения в контейнере большего количества ОТВС является позитивным моментом, приводящим к снижению удельной стоимости хранения отработавшего ядерного топлива (ОЯТ).
Требование к барьерам герметичности (не менее 2-х без учета оболочки ТВЭЛ)	выполняется	Формально не выполняется (см. примечание)	выполняется	Чугунный контейнер GNB имеет монолитный корпус, представляющий один барьер. При этом герметизация осуществляется двумя крышками.
Заявленное участником тендера выполнение требования к сроку хранения ОЯТ (не менее 100 лет)	выполняется	Не выполняется (см. примечание)	выполняется	Герметизирующие прокладки, используемые в чугунном контейнере GNB, рассчитаны на срок не более 60 лет.
Необходимость перегрузки на площадке ХОЯТ	Требуется	Не требуется	Не требуется	В технологии Холтек на площадке ХОЯТ осуществляется перегрузка МЦК с ОЯТ из транспортного контейнера в модуль для хранения, что увеличивает количество транспортно-технологических операций.
Необходимость в "горячей камере" на площадке ХОЯТ	Не требуется	Требуется	Требуется	Необходимость в "горячей камере" на площадке ХОЯТ в технологии GNB определяется требованием к наличию возможности переупаковки ОЯТ (в случае потери герметичности контейнера и пр.). В технологии Холтек данная проблема решается

<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 95
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

Параметр	Корпорация "HOLTEC INTERNATIONAL"	ЗАО "Укратомэнергобуд"		Примечание
	Контейнер Холтек	Контейнер чугунный	Контейнер металлобетонный	
				путем отправки негерметичной МЦК в транспортном контейнере на АЭС с последующей переупаковкой в пределах блока. Отсутствие "горячей камеры" на площадке ХОЯТ является позитивным моментом, исключающим необходимость дополнительных операций с ОЯТ и дополнительном оборудовании.
Степень адаптированности к условиям АЭС Украины	Менее адаптирован	Адаптирован	Адаптирован	Контейнеры GNB более адаптированы к условиям украинских АЭС за счет габаритов и весовых характеристик, идентичных ТК-13, и, как следствие, использования аналогичных транспортно-технологических операций.
Производство контейнеров	Подрядчик обязуется организовать производство в Украине	Производство корзин для контейнеров до 2010 года будет осуществлять Skoda J.S. с последующим освоением производства на НКМЗ.	Производство корзин для контейнеров до 2010 года будет осуществлять Skoda J.S. с последующим освоением производства на НКМЗ	Предложение ЗАО "Укратомэнергобуд" основано на намерении освоить производство корзин для контейнеров не ранее 2010 года (срок ввода ХОЯТ в эксплуатацию предусматривается в 2008 году), в то время как предложение корпорации "HOLTEC INTERNATIONAL" изначально предусматривает организацию производства в Украине.

<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 96
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

#### **7.4 Выбор победителя тендера**

В соответствии с решением тендерного комитета обособленным подразделением ГП НАЭК "Энергоатом" "Научно-технический центр" (ОП НТЦ) выполнен "Анализ результатов рассмотрения технических предложений, поступивших на тендер по созданию ХОЯТ" (далее – Анализ). Анализ выполнен с учетом "Отзыва об оценке тендерных предложений по проекту Создание ХОЯТ реакторов ВВЭР", подготовленного Институтом физики твердого тела, материаловедения и технологии в составе ННЦ ХФТИ НАН Украины, а также "Отзыва на технические предложения по созданию ХОЯТ ВВЭР", подготовленного академиком НАН Украины Е. Собоновичем и ведущим научным сотрудником Института геохимии и окружающей среды НАН и МЧС Украины Б. Шабалиным.

По информации, представленной в Анализе ОП НТЦ, оба тендерных предложения, в основном, соответствуют требованиям Технической спецификации и могут быть реализованы в условиях Украины. Отмечены преимущества и недостатки предлагаемых технологий, которые коррелируют с результатами рассмотрения предложений тендерным комитетом. Кроме этого, при проведении анализа принимались во внимание следующие факторы:

- выгодность привлечения надежного инвестора, владеющего высокими технологиями и имеющего практический опыт в создании ХОЯТ;
- характер права владения предложенной технологией;
- возможность организации производства систем хранения ОЯТ в Украине;
- возможность адаптации предложенной технологии к конкретным условиям АЭС;
- возможность принятия решения о дальнейшем обращении с ОЯТ (переработка или захоронение) после промежуточного хранения.

Кроме того, на этапе оценки технических предложений Государственным научно-техническим центром по ядерной и радиационной безопасности Государственного комитета ядерного регулирования Украины также была выполнена оценка технических предложений участников тендера, согласно которой:

- использование для ХОЯТ наземного вентилируемого контейнера "HI-STORM-100S" является возможным;
- использование для ХОЯТ контейнеров, предложенных Консорциумом в составе: ЗАО "Укратомэнергострой", ЗАО НКМЗ, ООО "Энергетические инвестиции", НВИП "СТРУМ" является возможным.

В результате оценки ценовых предложений участников тендера на создание ХОЯТ установлено, что обязательство по предоставлению банковской гарантии исполнения контракта со стороны Консорциума во главе с ЗАО «Укратомэнергострой» не отвечает требованиям Заказчика (Консорциум во главе с ЗАО «Укратомэнергострой» обязуется предоставлять Заказчику банковские гарантии последовательно на отдельные этапы работ по проекту на сумму 10% стоимости работ каждого этапа. Срок действия гарантий - до момента подписания акта приема-передачи работ по соответствующему этапу и предоставления банковской гарантии на следующий этап. При этом Инструкция для участников тендера требует от участника тендера предоставления банковской гарантии исполнения контракта в объеме 10% Цены Контракта со сроком действия до тех пор, пока Подрядчик не завершит создание пускового комплекса ХОЯТ и не устранит дефекты.



<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 97
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

В связи с тем, что ценовое предложение Консорциума во главе с ЗАО «Укратомэнергострой» не отвечает требованиям тендерной документации (п.4.5.2, Приложения 11 и 13 Инструкции для участников тендера по проекту «Создание хранилища отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР»), руководствуясь пунктом 2.6 "Порядка придбання товарів, робіт і послуг ліцензіатами, тарифи яких на відповідну діяльність встановлюються НКРЕ" (Постановление НКРЭ №1455 от 25.12.02), тендерным комитетом принято решение об отклонении тендерного предложения Консорциума во главе с ЗАО «Укратомэнергострой» (протокол тендерного комитета №25 от 08.12.05) и признании наиболее выгодным предложения корпорации "HOLTEC INTERNATIONAL" (протокол тендерного комитета №26 от 09.12.05).

Сравнение отдельных финансовых характеристик предложений претендентов приведено в таблице 7.2.

<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 98
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

Таблица 7.2 – Сравнение ценовых предложений претендентов

Критерии	Корпорация «HOLTEC INTERNATIONAL»	Консорциум во главе с ЗАО "Укратомэнергострой"	Примечание
Принципы инвестирования и условия возврата средств	Предложено на выбор два варианта: 1). НАЭК "Энергоатом" предоставляет часть финансирования в объеме 10% стоимости контракта и гарантию выплат компании "HOLTEC INTERNATIONAL", приемлемую для международного банка. Гарантия может быть представлена в форме условного депозита от доходов "Энергоатома" (сборы от оплаты электроэнергии) или в форме банковской гарантии. Возврат ресурсов со стороны ГП НАЭК "Энергоатом" осуществляется после ввода ХОЯТ в эксплуатацию. 2). 100% финансирование компанией "HOLTEC INTERNATIONAL" с использованием кредитной линии компании с фиксированной ставкой 7,5% с предоставлением со стороны ГП НАЭК "Энергоатом" безотзывной банковской гарантии, приемлемой для международного банка. Возврат кредитных ресурсов ГП НАЭК "Энергоатом" осуществляет после ввода ХОЯТ в эксплуатацию.	ООО "Энергетические инвестиции" оплачивает проектные, строительно-монтажные работы, стоимость основного и вспомогательного оборудования, прочие работы, необходимые для реализации проекта. НАЭК "Энергоатом" оплачивает стоимость каждого этапа реализации проекта в течение 30-ти календарных дней с момента подписания свидетельства о приемке или акта выполненных работ по каждому из этапов (всего этапов 7).	Оба претендента не возражают против "классической" схемы оплаты работ по факту выполнения. В предложении ООО "Энергетические инвестиции" самым финансово нагруженным является этап производства контейнеров – 81% стоимости контракта. Реализация этапа осуществляется после ввода ХОЯТ в эксплуатацию.
Гарантии выполнения контракта	Предоставляется в соответствии с требованиями тендерной документации	Банковские гарантии предоставляются Заказчику последовательно на отдельные этапы работ по проекту, а не на весь проект в целом	Предложение Консорциума во главе с ЗАО "Укратомэнергострой" не отвечает требованиям Заказчика.

<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 99
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

### Список ссылочных нормативных документов и литературы

- 1 НП 306.2.105-2004. Основні положення забезпечення безпеки проміжних сховищ відпрацьованого ядерного палива сухого типу, ДКЯР України.
- 2 ПНАЭГ 1-024-90. Правила ядерной безопасности реакторных установок атомных станций (ПБЯ РУ АС-89), 1990 г, ГАЗН СССР.
- 3 ПНАЭ Г-14-029-91. Правила безопасности при хранении и транспортировке ядерного топлива на объектах атомной энергетики, Госпроматомнадзор СССР.
- 4 Regulations for the safe transport of radioactive material: safety requirements, IAEA, Vienna, 2005.
- 5 "Определение и обоснование требований к унифицированному проекту системы промежуточного хранения отработавшего ядерного топлива для Ровенской, Хмельницкой и Южно-Украинской атомных электростанций" ИПЭ, 2001.
- 6 L. Bouton, 'SGN Dry Vault Storage Experience', IAEA Training Course on Interim Storage of Spent Fuel from NPP, Lecture 24, Madrid. Nov. 14-25, 1994.
- 7 Концепция системы хранения отработавшего ядерного топлива АЭС Украины. Отчет Киевского научно-исследовательского и проектно-конструкторского института "Энергопроект", 1994.
- 8 Анализ безопасности при обращении с отработавшим ядерным топливом в Украине. Отчет научно-технического центра по ядерной и радиационной безопасности Госатомнадзора Украины. Киев, 1993.
- 9 C. Bonnet, F. Marcheix, G. David. 'The CASCAD System: An SGN Spent Fuel Dry Storage Facility'. Spent Fuel Management Seminar XII. Institute of Nuclear Materials Manegement. Washington. January, 1995.
- 10 L. Bower, 'Dry Fuel Storage Technologies: The Modular Vault Dry Store', IAEA Training Course on Interim Storage of Spent Fuel from NPP, Lecture 25, Madrid, Nov. 14-25, 1994.
- 11 E.R. Johnson. 'Overview of Spent Fuel Interim Storage Technologies. Part I - Description of Alternatives'. Presented at The IAEA Training Course on Interim Storage of Spent Fuel from NPP, Madrid. Nov. 14-25, 1994.
- 12 C.C. Carter. 'The objectives and benefits of GEC Alsthom modular vault dry store technology'. International conference on Storage in Nuclear Fuel Cycle. UK, September 1996.
- 13 J.E. Martinez, 'Overview of Spent Fuel Interim Storage Technologies', IAEA Training Course on Interim Storage of Spent Fuel from NPP, Lecture 11, Madrid. Nov. 14-25, 1994.
- 14 AECL CANDU. MACSTOR Interim Spent Fuel Storage Facility for Ukraine VVER-1000. Indicative Proposal 94-050. December, 1994.

<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 100
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

15 F. E. Pare, W.-M. Joubert. "Evolution of the MACSTOR Dry Spent Fuel Storage System". Spent Fuel Management Seminar XII. Institute of Nuclear Materials Manegement. Washington. January, 1995.

16 F.E. Pare, P. Pattantyulus. 'MACSTOR dry spent fuel storage system'. International conference on Storage in Nuclear Fuel Cycle. UK, September 1996.

17 J. Thorton, 'Overview of Spent Fuel Interim Storage Technologies', IAEA Training Course on Interim Storage of Spent Fuel from NPP. Lecture 11, Madrid. Nov. 14-25, 1994.

18 J. Thorton, 'Other Dry Storage Options', IAEA Training Course on Interim Storage of Spent Fuel from NPP. Lecture 27, Madrid. Nov. 14-25, 1994.

19 Nancy Rich, 'NUHOMS Update', Spent Fuel Management Seminar XII. Institute of Nuclear Materials Manegement. Washington. January, 1995.

20 Kirchner, "Metal Storage Casks for NPP Spent Fuel (TN)". IAEA/ANL/AECL Interregional Training Course on Interim Storage of Spent Fuel: Technology and Safety Aspects. Lecture 72.3.13, 21 August - 8 September 1995.

21 Nuclear Assurance Corporation Capabilities and Dry Cask Storage of Spent Nuclear Power Plant Fuel. Presentation at NPP Zaporozhye. Energodar. UKRAINE. Nov. 4, 1992.

22 Dry Technology Storage in Casks and Containers. The NAC Dual-Purpose Storage and Transport Cask. Presentation To IAEA Regional Training Course on Interim Storage of Spent Fuel from Nuclear Power Reactors. Madrid. Nov. 14-25, 1994.

23 Ivan F. Stuart. "A Versatile Solution for Spent Fuel Management. The Dual-Purpose Cask", Spent Fuel Management Seminar XII. Institute of Nuclear Materials Manegement. Washington. January, 1995.

24 I.F. Stuart, V. Petez de Heredia. 'The first US dual-purpose cask using NAC transportable Storage Technology'. International conference on Storage in Nuclear Fuel Cycle. UK, September 1996.

25 Предварительный отчет по безопасности металлобетонного контейнера CONSTOR VVER-1000

26 Контейнер ТК-13. Техническое описание и инструкция по эксплуатации 1332.00.00.000 ТО.

27 Сертификат - разрешение на транспортный упаковочный комплект ТУК-13В с отработавшим ядерным топливом серийных реакторов ВВЭР-1000. Москва. Выдан 20 декабря 1991.

28 Транспортный упаковочный комплект ТК-13 с чехлом. Обоснование ядерной безопасности.

29 Концепция системы хранения отработавшего ядерного топлива АЭС Украины. Дополнение. Киевский научно - исследовательский и проектно - конструкторский институт "Энергопроект", 1994.

<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 101
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

30 Wolfgang Sowa. 'Metal Storage Casks For NPP Fuel'. Interregional Training Course "Interim Storage Of Spent Fuel From NPP: Technology and Safty", IAEA, 21 Aug.-8 Sept., 1995, Austria.

31 Рекламные проспекты компании CASTOR.

32 W. Botzem, U. Kutscher, R. Beck, K. Glushke. 'The spent fuel storage at Dukovany and its initial operation'. International conference on Storage in Nuclear Fuel Cycle. UK, September 1996.

33 Scotts Valley, 'Design And Initial Operational Experience Of The Ventilated Storage Cask (VSC) system'. Sierra Nuclear Corporation, California, IAEA, 10-14 Oct., Austria, Vienna, 1994.

34 U.S. Nuclear Regulatory Commission. Safety Evaluation Report For The Pacific Sierra Nuclear Associates. Safety Analysis Report For the Ventilaited Storage Cask System, April, 1993.

35 B. McConaghy, 'Concrete Storage Modules For Spent Fuel (VSC)', Interregional Training Course "Interim Storage Of Spent Fuel From NPP: Technology and Safty". IAEA, 21 Aug.-8 Sept., 1995, Austria.

36 Предварительный отчет по безопасности системы «сухого» хранения отработавшего ядерного топлива. Госкоматом. Производственное объединение "Запорожская АЭС". Энергодар. Февраль, 1995.

37 F. Fukuda, T. Salgusa, C. Itoh, K. Nagano, K. Yamaji. 'Current Status and Prospects of Spent Fuel Storage in Japan - Policy, License, Economy and Technology '. Spent Fuel Management Seminar XII, Washington, January 11 - 13.

38 Y.V. Kozlov, T.F. Makarchuk, V.V. Morozov, V.V. Spichev, N.S. Tichonov. 'Ensuring safe storage of spent nuclear fuel from NPPs in Russia'. International conference on Storage in Nuclear Fuel Cycle. UK, September 1996.

39 P.J. Roberts, R.A. Warren. 'Bridging the gap - interim storage solution'. International conference on Storage in Nuclear Fuel Cycle. UK, September 1996.

40 Германская концепция для Промежуточного и конечного захоронения отработавшего топлива: Положение дел в настоящий момент и испытания. Рабочее совещание W 45a "Лицензирование промежуточного контейнерного хранения ОЯТ и РВ". GRS, Берлин, 1996.

41 C. W. Pennington. 'The Development of The HOLTEC International Storage, Transport and Repository (HI-STAR) System'. INNМ Spent Fuel Management Seminar XII, Washington, January 1995.

42 L.O. Delgeorge, D. Elias, T.J. Rausch. 'Spent nuclear fuel storage at a US utility'. International conference on Storage in Nuclear Fuel Cycle. UK, September 1996.

43 Викдал К.-Е., Ядерная энергетика Швеции, Атомная техника за рубежом, 2000, № 7, стр.30.

44 Сивинцев Ю.В., Ядерная энергетика Чехии, Атомная техника за рубежом, 1999, № 6, стр.9.

45 Wikstrom M., Radioactive waste management in sweden experiences and plans, IAEA-TECDOC-1089, 1999, p.129.

<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 102
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

46 Beyeler P.C., Lutz H.R., von Heesen W., Status of spent fuel storage facilities in. Switzerland, IAEA-TECDOC-1089, 1999, p.139.

47 Lake W.H., Status and current spent fuel storage practices in the United States. IAEA-TECDOC-1089, 1999, p.157.

48 Grahn P.H., Wikstrom M., Experiences from the operation of the Swedish central. Interim storage facility for spent fuel, CLAB, IAEA-TECDOC-1089, 1999, p.289.

49 Vogt J., Swedish spent fuel management systems, facilities and operating experiences, IAEA-TECDOC-1006, 1998, p.83.

50 Маяновский М.С., Новые технологии промежуточного хранения и переработки ядерного топлива в Японии, Атомная техника за рубежом, 2001, № 4, стр.17. [atomexp.volgodonsk.cityline.ru/atomexp/Nuc\\_storage.htm](http://atomexp.volgodonsk.cityline.ru/atomexp/Nuc_storage.htm).

51 Хосе Л. Рохас де Диего Экономика хранения отработавшего топлива, Бюллетень МАГАТЭ, №3, 1990.

52 VECTRA Technologies, Inc, NUHOMS Spent Fuel Storage Technology, Monograph on Spent Nuclear Fuel Storage Technologies, p.2-1.

53 Project elaboration of a regional storage for irradiated fuel of the Ukrainian NPPs of the VVER type. U4.02/94 European Fuel Circle Consortium (BELGONUCLEARE, BNFL, COGEMA, ENUSA, SIEMENS).

54 "Хранение отработавшего топлива АЭС Украины с реакторами ВВЭР-1000. Проблемы и пути их решения." Атомаудит. Киев 2001. (Ссылки с разрешения International Consulting, Швейцария).

55 Storage of VVER- 1000 Spent Fuel Kiev (November 2001), FRAMATOME-ANP, Ссылки с разрешения FRAMATOME-ANP, Франция.

<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 103
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

## **Приложение А – Сравнительный экономический анализ открытого и замкнутого ядерного топливного цикла**

Данные, представленные в настоящем приложении, приведены по данным «Известий Академии промышленной экологии России», № 4, 1999.

Для проведения оценок по изучению и сравнению экономических показателей открытого и замкнутого ЯТЦ применялись различные исходные данные и методики. Ниже приводится краткий обзор наиболее известных оценок, при этом заключительные результаты часто расходятся довольно значительно.

### ***A1 Первая оценка***

Первая оценка (1989 г.). Было проведено сравнение стоимости производства электроэнергии приблизительно в 2010 г. реактором PWR с открытым ЯТЦ и быстрым реактором сравнимой мощности с замкнутым ЯТЦ.

Прогноз стоимости урана выбран в соответствии с официальными французскими прогнозами, сделанными в 1986 г. 'Низкая' цена урана по этому прогнозу в 1995 г. должна составлять 35 долл./фунт  $U_3O_8$  (около 80 долл./кг) с ростом 1% в год. 'Высокая' цена урана в 1995 г. должна была составить 39 долл./фунт  $U_3O_8$  (около 90 долл./кг) с ростом 2-5 % в год. Эти прогнозы, как известно, не оправдались, так что полученные ими оценки относятся скорее к более отдаленному будущему.

Была принята ненулевая цена плутония как энергетического эквивалента использования урана в PWR. Эта гипотеза основана на предположении, что к 2010 г. будет сформирован рынок плутония. Сейчас цену плутония часто полагают нулевой, что понижает стоимость замкнутого ЯТЦ.

Срок эксплуатации АЭС принят 25 лет, срок эксплуатации установок топливного цикла 40 лет. Масштаб предприятий топливного цикла БР рассчитан на обеспечение 15 серийных реакторов. Величина нормы дисконтирования была принята равной 8%.

Результаты оценки стоимости производства электроэнергии на перспективных БР с замкнутым ЯТЦ и PWR с открытым ЯТЦ в 2010 г. представлены в табл. A1.

<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 104
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

Таблица А.1- Стоимость производства электроэнергии на перспективных серийных реакторах в 2010 г. (первая оценка)

Наименование	Серийный БР (замкнутый ЯТЦ)		Серийный PWR (открытый ЯТЦ)	
Мощность электрическая, МВт	1500		~1500	
Глубина выгорания, ГВт·сут/т	150		45	
Коэффициент воспроизводства	1,2		-	
Составляющие стоимости производства электроэнергии, фр. сантимов/кВт·ч:				
Капитальная	13,5		10,7	
Эксплуатационная	4,4		3,9	
Топливная, при цене урана	низкой	высокой	низкой	высокой
	4,0	4,4	5,0	6,3
ИТОГО:	21,9	22,3	19,6	20,9
Отношение топливной составляющей БР/PWR	0,8	0,7	-	-
Отношение стоимости производства электроэнергии БР/PWR	1,12	1,07	-	-

Из таблицы А.1 видно, что при принятых прогнозах роста цены на уран к 2010 г. топливная составляющая стоимости производства электроэнергии на БР будет на 20-30% ниже, чем на PWR. Стоимость производства электроэнергии на БР будет на 7-12% выше, что в свете неопределенности исходных данных является незначительной величиной.

Для варианта с 'низкой' ценой урана проведен анализ на чувствительность. Организация переработки ОЯТ БР на заводе мощностью 400 т/год сократит различие в стоимости производства электроэнергии БР/PWR до 2%, нулевая цена плутония до 6%, увеличение глубины выгорания топлива в БР до 200 ГВт·сут/тU - до 6% и увеличение срока эксплуатации реакторов до 40 лет - до 6%.

Отмечалось, что, в общем, экономика использования плутония в тепловых реакторах спорна и маловероятно, чтобы переработка ОЯТ исключительно с целью выделения плутония и его рецикла в LWR была бы конкурентоспособна по сравнению с открытым ЯТЦ.



<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 105
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

### ***А2 Вторая оценка***

Вторая оценка (1993 г.). Было проведено сравнение двух концепций послереакторной части ЯТЦ. Это сравнение интересно тем, что оно было проведено ответственными лицами организаций, реализующих на практике принципиально разные подходы к послереакторной части ЯТЦ.

Во Франции последовательно реализуется концепция замкнутого ЯТЦ реакторов PWR. Ядерная энергетика Франции ежегодно нарабатывает около 1100 тонн ОЯТ. Большая его часть перерабатывается. В перспективе планируется перерабатывать ОЯТ полностью. Регенерированный уран и плутоний используется в реакторах PWR, их объемы постепенно увеличиваются.

В Швеции принято решение о закрытии ядерной энергетике к 2010 г. и последовательной реализации концепции открытого ЯТЦ. Ядерная энергетика Швеции ежегодно нарабатывает около 250 тонн ОЯТ. Проводится комплекс работ по подготовке к геологическому захоронению всего ОЯТ и других видов радиоактивных отходов АЭС.

Для французских АЭС стоимость послереакторной части ЯТЦ оставила около 0,022 франка/кВт·ч в ценах 1991 г. В Швеции стоимость послереакторной части ЯТЦ оценивается в 0,02 шведских крон/кВт·ч. Соотношение валют составляет примерно 1 франк = 1,2 шведских крон. Следовательно, можно говорить о примерном равенстве стоимостей послереакторных частей замкнутого ЯТЦ Франции и открытого ЯТЦ Швеции.

Отмечается, что степень неопределенности в оценке стоимости открытого ЯТЦ значительно выше. Важнейшие этапы открытого ЯТЦ - разборка ОЯТ и его геологическое захоронение - еще не отработаны в промышленном масштабе. В то же время, из 0,022 франка/кВт·ч стоимости послереакторной части замкнутого ЯТЦ 0,018 франков/кВт·ч промышленно обоснованы.

### ***А3 Третья оценка***

Третья оценка (1991-1993 гг.). Группа экспертов OECD оценивала стоимость ЯТЦ для перспективных реакторов типа PWR и BWR, а также CANDU и ATR, планируемых к вводу в эксплуатацию в 2000 г. Были подробно рассмотрены экономические характеристики замкнутого и открытого ЯТЦ для АЭС с реакторами PWR.

За основу были приняты характеристики PWR французской серии N4:

- тепловая мощность 4020 МВт(тепл.);
- электрическая мощность 1390 МВт(эл.);
- проектный срок эксплуатации 30 лет;
- средний КИУМ за проектный срок эксплуатации 75%;
- кампания топлива 4 года, ежегодные перегрузки, средняя глубина выгорания 42,5 ГВт·сут/тU.

В исследовании были рассмотрены два варианта послереакторной части ЯТЦ. Первый вариант включал переработку ОЯТ и рецикл регенерированного урана и плутония. Использовались технико-экономические характеристики нового гипотетического завода по переработке ОЯТ. Данные для этого варианта представлены BNFL совместно с КОЖЕМА.

<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 106
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

Ожидаемые в перспективе стоимости этапов послереакторной части ЯТЦ для данного варианта были определены на основании опыта, полученного при проектировании, строительстве и эксплуатации наиболее современных заводов по переработке ОЯТ THORP (Великобритания) и UP3 (Франция).

Второй вариант основан на долговременном хранении и последующем захоронении ОЯТ. Стоимостные показатели для данного варианта подготовлены экспертами шведской компании SKB.

Использованные в исследовании стоимости этапов ЯТЦ учитывали требования нормативной базы ЯЭ стран OECD в части защиты окружающей среды и безопасности.

Для расчета усредненной за срок эксплуатации реактора стоимости ЯТЦ применялся метод оценки эффективности капиталовложений. Этот метод учитывает капиталовложения по каждой компоненте стоимости и в течение всего рассматриваемого периода. Для учета разновременности капиталовложений использовалась норма дисконтирования, которая принималась равной 5% в год. Усредненная стоимость ЯТЦ есть суммарные приведенные затраты на ЯТЦ реактора, деленные на приведенную к той же дате полную выработку электроэнергии за срок эксплуатации реактора.

Усредненная стоимость ЯТЦ реактора PWR с замкнутым и открытым топливным циклом представлена в табл. А.2.

Таблица А.2 - Усредненная за срок эксплуатации стоимость ЯТЦ реактора PWR с замкнутым и открытым топливным циклом

Наименование	Замкнутый ЯТЦ			Открытый ЯТЦ		
	Первая загрузка	Перегрузки	Итого	Первая загрузка	Перегрузки	Итого
Природный уран	0,17	1,47	1,64	0,17	1,47	1,64
Конверсия в гексафторид	0,03	0,18	0,21	0,03	0,18	0,21
Обогащение	0,18	1,67	1,85	0,18	1,67	1,85
Производство топлива	0,19	0,81	1,00	0,19	0,81	1,00
Итого дореакторная часть	0,57	4,13	4,70	0,57	4,13	4,70
Транспортировка на переработку	0,02	0,09	0,11	-	-	-
Переработка и остекловывание отходов	0,32	1,34	1,66	-	-	-
Захоронение ВАО	0,00	0,02	0,02	-	-	-
Транспортировка и хранение ОТВС	-	-	-	0,10	0,41	0,51
Разборка и захоронение	-	-	-	0,05	0,20	0,25
<b>Итого послереакторная часть</b>	<b>0,34</b>	<b>1,45</b>	<b>1,79</b>	<b>0,5</b>	<b>0,61</b>	<b>0,76</b>
Возврат регенерата урана	-0,01	-0,17	-0,18	-	-	-

<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 107
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

Наименование	Замкнутый ЯТЦ			Открытый ЯТЦ		
	Первая загрузка	Перегрузки	Итого	Первая загрузка	Перегрузки	Итого
Возврат плутония	-0,01	-0,07	-0,08	-	-	-
<b>Итого по возвратам</b>	<b>-0,02</b>	<b>-0,24</b>	<b>-0,26</b>	-		-
<b>ИТОГО стоимость ЯТЦ</b>	<b>0,89</b>	<b>5,34</b>	<b>6,23</b>	<b>0,72</b>	<b>4,74</b>	<b>5,46</b>

Исследование показало, что усредненная за срок эксплуатации реактора стоимость замкнутого ЯТЦ составляет 0,623 цент/кВт·ч, а для открытого - 0,546 цент/кВт·ч. Различие в 12% с учетом степени неопределенности исходных данных трактуется как несущественное, в особенности, принимая во внимание следующие обстоятельства.

Стоимость дореакторной части сравниваемых в исследовании вариантов ЯТЦ не различалась. Стоимость послереакторной части замкнутого ЯТЦ оказалась примерно вдвое выше, чем у открытого ЯТЦ. Во многом это различие определялось разнесенностью во времени этапов открытого ЯТЦ. Во-первых, переработка ОЯТ в замкнутом ЯТЦ по времени происходит намного раньше, чем разборка и захоронение ОЯТ в варианте открытого ЯТЦ. Поэтому в дисконтированной стоимости ЯТЦ переработка ОЯТ обходится дороже. Во-вторых, момент получения выгоды от возврата регенерата урана и плутония в цикл значительно удален во времени, что уменьшает влияние этой выгоды на общую стоимость замкнутого ЯТЦ.

Доля послереакторной части в общей усредненной стоимости ЯТЦ не превышала 20%. Поэтому значительное различие в стоимости послереакторной части замкнутого и открытого ЯТЦ не привело к значительному различию в общей усредненной стоимости этих топливных циклов. Еще меньшее влияние это оказало на различие в стоимости производства электроэнергии на АЭС с различными вариантами ЯТЦ, так как доля топливной составляющей стоимости производства электроэнергии на АЭС в странах OECD обычно составляет 15-25% при норме дисконтирования 5%.

Учитывая неопределенность в исходных технических и экономических данных, был проведен анализ результатов исследования на чувствительность. Рассмотрено влияние на усредненную стоимость ЯТЦ изменения следующих параметров:

- проектный срок эксплуатации реактора (25-40 лет),
- содержание урана-235 в отвалах заводов по обогащению (0,2-0,3%),
- глубина выгорания (40-60 ГВт·сут/тU),
- величина нормы дисконтирования (2-15%).

Стоимость переделов ЯТЦ, диапазон изменения стоимостей представлен в табл. А3.

<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 108
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

Таблица А.3. Диапазон изменения стоимостей переделов ЯТЦ, принятый для анализа на чувствительность

Компоненты стоимости ЯТЦ		Базовая величина	Диапазон изменения
<b>Дореакторная часть</b>			
1	Стоимость природного урана, долл./кгU	50	40-90
2	Конверсия оксида в гексафторид, долл./кгU	8	6-11
3	Стоимость работы разделения, долл./кг ЕРР	110	80-130
4	Изготовление топлива, долл./кгU	275	200-350
<b>Послереакторная часть. Вариант переработки ОЯТ</b>			
5	Транспортировка ОЯТ (в пределах Европы), долл./кгU	50	20-80
6	Переработка ОЯТ (за исключением захоронения остеклованных ВАО), долл./кгU	720	540-720
7	Захоронение остеклованных ВАО, долл./кгU	90	90-580
<b>Послереакторная часть. Вариант захоронения ОЯТ</b>			
8	Транспортировка и хранение ОЯТ, долл./кгU	230	60-290
9	Разборка и захоронение ОЯТ, долл./кгU	610	140-670

Анализ на чувствительность показал, что усредненная стоимость замкнутого ЯТЦ реактора LWR с вероятностью 95% будет лежать в диапазоне 0,517-0,706 цент/кВт·ч. Усредненная стоимость открытого ЯТЦ реактора LWR с вероятностью 95% будет лежать в диапазоне 0,428-0,630 цент/кВт·ч. Вероятный диапазон усредненной стоимости открытого ЯТЦ 37% немного более широкий, чем для усредненной стоимости замкнутого ЯТЦ 30%.

Усредненная стоимость замкнутого и открытого ЯТЦ реактора BWR была рассмотрена в исследовании экспертов OECD укрупненно. Результаты оценки показали, что усредненная стоимость замкнутого и открытого ЯТЦ реактора BWR аналогичной мощности и с аналогичным графиком сооружения и эксплуатации близки к усредненной стоимости соответствующих ЯТЦ реактора PWR.

#### ***А4 Четвертая оценка***

Четвертая оценка. Начиная с 1990 г. был проведен ряд исследований конкурентоспособности замкнутого ЯТЦ в условиях Германии. Выбор именно Германии обусловлен тем, что в этой стране велись дебаты о выборе концепции послереакторной части ЯТЦ. Для экономических оценок применялись различные подходы, что в определенной степени оказывало воздействие на результаты исследования. Наиболее высокую оценку среди специалистов получили полномасштабные исследования, проведенные Германским институтом энергетического хозяйства EWI и немецкой компанией VDEW, а также уже упоминавшееся выше исследование OECD. Результаты сравнения открытого и замкнутого ЯТЦ, выполненного экспертами OECD обновлены и переведены в условия Германии специалистами КОЖЕМА.

<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 109
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

Немецкие исследования, выполненные до 1994 г., в общем показали преимущество открытого ЯТЦ перед замкнутым. После выхода в 1994 г. нового немецкого ядерного законодательства эти преимущества, в соответствии с выводами авторов, практически исчезли. По мнению авторов это может объясняться тем, что новое законодательство дало немецким энергетическим компаниям большую свободу в выборе варианта ЯТЦ. Законодательство разрешило энергетическим компаниям реализацию открытого ЯТЦ.

Сравнение затрат на замкнутый и открытый ЯТЦ для немецкой ядерной энергетики провела компания «КОЖЕМА» в 1996 г. В соответствии с имеющимися контрактами, в настоящее время в Германии реализуется вариант замкнутого ЯТЦ на основе реакторов LWR. ОЯТ немецких АЭС перерабатывается на мощностях КОЖЕМА и BNFL в соотношении примерно 50% на 50%. Выделенный при переработке плутоний в виде МОХ-топлива загружается в немецкие реакторы типа PWR и BWR. Однако, в связи с приближающимся сроком окончания контрактов на переработку ОЯТ вопрос о выборе варианта ЯТЦ для немецкой ядерной энергетики пересматривается.

Специалистами КОЖЕМА было проведено обобщающее сравнение вариантов ЯТЦ для ядерной энергетики Германии в целом. Использовались новейшие экономические характеристики заводов по переработке ОЯТ, в частности учитывалось снижение за последние годы удельной стоимости переработки, улучшение уровней выделений урана и плутония, снижение удельного количества отходов переработки ОЯТ. Рассматривался замкнутый ЯТЦ, основанный на возможностях КОЖЕМА и предполагающий использование плутония в качестве МОХ-топлива LWR, и открытый ЯТЦ с захоронением ОЯТ.

Оба варианта охватывали все этапы ЯТЦ, начиная от добычи природного урана и заканчивая обращением с ВАО либо ОЯТ. Рассматривался полный баланс топлива немецкой атомной энергетики и полные затраты на ЯТЦ с 1979 по 2029 гг. Таким образом, в данном случае рассматривался не открытый ЯТЦ в чистом виде, а некоторый переходный вариант от замкнутого ЯТЦ к открытому.

Мощность атомной энергетики Германии была принята постоянной на уровне 22 ГВт, начиная с 1994 г. Предполагалось, что, благодаря программе улучшения топливных характеристик реакторов, средняя глубина выгорания выгружаемого ОЯТ к 2015 г. достигнет значения 52 ГВт·сут/т. Полученные результаты не дают предпочтения ни одному из вариантов.

При этом техническая неопределенность в оценке стоимости реализации замкнутого ЯТЦ значительно ниже чем открытого. По некоторым оценкам, около 80% общей стоимости замкнутого ЯТЦ доказана в промышленном масштабе, в то время как риск и неопределенность в стоимости открытого ЯТЦ велики и будут оставаться на современном уровне еще значительный период времени. В особенности это касается разборки и кондиционирования ОЯТ открытого ЯТЦ, надежности и стоимости захоронения ОЯТ в геологические формации.

Результаты исследования КОЖЕМА были проанализированы на чувствительность к изменению основных технических и экономических факторов. Этот анализ показал, что стоимость замкнутого ЯТЦ довольно стабильна и мало зависит от изменения начальных параметров. Диапазон колебания стоимости замкнутого ЯТЦ составляет около 5-9% от средней стоимости. Это объясняется технической и промышленной освоенностью, а значит стабильностью, главных компонент, определяющих стоимость замкнутого ЯТЦ. Таким образом,

<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 110
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

замкнутый ЯТЦ представляет сравнительно низкий риск для энергетических компаний. Для открытого ЯТЦ результаты показали большую степень неопределенности - 8-20%.

#### ***А5 Пятая оценка***

Экономический анализ ядерного топливного цикла с использованием модели ORCA.

Разработана методология или модель ORCA для экономического сравнения двух вариантов ядерного топливного цикла (ЯТЦ): с рециклированием топлива реакторов LWR и прямым удалением отработавшего ядерного топлива (ОЯТ). Модель ORCA является преобразованием методологии, использованной Агентством по атомной энергии Организации экономического сотрудничества и развития для оценки экономики ЯТЦ в 1994 г. и плутониевого топлива в 1998 г. В модели ORCA находит количественное отражение полный жизненный цикл урана и вторичных элементов (актиноиды, продукты деления), включая потери; используются “диаграммы ORCA”, чтобы описать сценарий переработки и рециклирования (открытый цикл, простой или двойной рецикл, рецикл плутония и/или урана, разбавление MOX-топлива регенерированным, природным или обедненным ураном и т. д.).

В модели ORCA используются такие характеристики реактора, как мощность, загрузка топлива, требуемое выгорание и продолжительность цикла между перегрузками, а также расчеты образования актиноидов и продуктов деления, чтобы определить требуемое обогащение рециклируемого урана и разбавление плутония обедненным, регенерированным или природным ураном. Результат расчетов – баланс материалов на всех стадиях ЯТЦ от добычи руды до постоянного хранения/удаления остеклованных отходов и капсулирования (упаковки) и удаления ОЯТ.

В модель ORCA введено понятие “амортизационного фонда” затрат на конечной стадии ЯТЦ (переработка ОЯТ, хранение и удаление остеклованных отходов и капсулирование и удаление ОЯТ). Понятие “амортизационный фонд” отражает идею, что продукты деления и актиноиды представляют ценность, которая не уменьшается до их окончательного хранения или удаления. По этой причине амортизационный фонд должен быть свободным от риска, то есть учетная ставка на капитал ~2%/год. Затраты на начальной стадии ЯТЦ (добыча урана, конверсия, обогащение, изготовление топлива и транспортировка) дисконтированы (по ценности денег энергетической фирмы) с типичной нормой дисконтирования от 5 до 10%/год. Отчисления в “амортизационный фонд” поступают во время производства электроэнергии на АЭС и также дисконтированы по ценности денег. Все затраты на конечной стадии ЯТЦ (переработка ОЯТ, транспортировка, хранение ОЯТ и остеклованных отходов и окончательное капсулирование и удаление) покрываются из амортизационного фонда. Использование концепции амортизационного фонда для покрытия затрат на конечной стадии ЯТЦ разбивает существующее мнение о том, что отсрочка удаления ОЯТ в течение нескольких десятилетий уменьшает приведенные затраты в топливном цикле.

В модели ORCA используется непрерывное дисконтирование, что, по мнению авторов, проще и понятнее, чем прерывистое дисконтирование. Приведенные затраты получены простым суммированием издержек производства на каждой стадии ЯТЦ и зависят от стоимости единицы продукции или услуги (unit-cost). Модель ORCA включает пять категорий стоимости транспортировки разных материалов: ОЯТ, остеклованных отходов и MOX-топлива внутри

<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 111
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

страны или между странами. Существует некоторая неопределенность цен на продукцию, поэтому в модели ORCA использованы типичные значения с отклонениями в 10% для цен на мировом рынке, 20% – для затрат на транспортировку, 30% – для затрат на удаление остеклованных отходов и 70% – для затрат на капсулирование и удаление ОЯТ.

В модели ORCA оперируют с относительными затратами, рассчитывая “отношение ORCA”, которое определяется как отношение количества продукции в варианте с рециклированием к количеству той же продукции в цикле с прямым удалением ОЯТ. Например, “отношение ORCA для урановой руды” для простого (одноразового) рецикла плутония – 0,85; это означает, что потребуется добыть 85% руды по сравнению с количеством руды в открытом цикле ЯТЦ. “Отношение ORCA для ОЯТ” для простого рецикла плутония, составляющее 0,15, означает, что для рецикла используется 15% ОЯТ по сравнению с открытым циклом ЯТЦ.

В таблице А4 представлены типичные результаты модели ORCA для компонентов приведенных затрат для вариантов открытого ЯТЦ (с прямым удалением ОЯТ) и простого рецикла плутония. Для примера взято положение, что энергетические фирмы США покупают услуги по переработке ОЯТ и по изготовлению МОХ-топлива в Европе. Для первого и второго вариантов полная топливная составляющая в этом примере равна ~ 7 и ~ 8 миллс/(кВт.ч), общие издержки производства электроэнергии на АЭС составляют, соответственно 25 и 33 миллс/(кВт.ч). Поскольку цена поставляемой клиентам электроэнергии в штате Нью-Йорк составляет ~140 миллс/(кВт.ч), различие затрат в циклах с переработкой или прямым удалением ОЯТ не очень существенно.

Таблица А.4- Типичные результаты модели ORCA

Вариант ЯТЦ	Затраты, миллс/(кВт.ч)	Стоимость единицы продукции	Стандартное отклонение, %
ЯТЦ с прямым удалением ОЯТ			
Начальная стадия:			
руда	1,41	50 дол./кг U	10
конверсия	0,16	6 дол./кг U	10
обогащение	2,34	110 дол./кг ЕРР	10
изготовление UO <sub>2</sub> -топлива	0,90	280 дол./кг U	10
Конечная стадия:			
транспортировка ОЯТ	0,12	50 дол./кг тяжелого металла	20
капсулирование и удаление ОЯТ	1,96	850 дол./кг тяжелого металла	70
Всего	6,90 ± 1,4 (20%)		
ЯТЦ с простым рециклом плутония			
Начальная стадия:			
руда	1,30	50 дол./кг U	10
конверсия	0,15	6 дол./кг U	10
обогащение	2,16	110 дол./кг ЕРР	10

<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 112
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

Вариант ЯТЦ	Затраты, миллс/(кВт.ч)	Стоимость единицы продукции	Стандартное отклонение, %
изготовление UO <sub>2</sub> -топлива	0,83	280 дол./кг U	10
Конечная стадия:			
транспортировка UO <sub>2</sub> -ОЯТ (США→ Европа)	0,39	1000 фр.*/кг тяжелого металла	20
переработка UO <sub>2</sub> -ОЯТ	2,21	6 тыс. фр./кг тяжелого металла	10
транспортировка остеклованных отходов (Европа→ США)	0,02	75 фр./кг тяжелого металла	20
хранение и удаление остеклованных отходов	0,14	90 фр./кг тяжелого металла	30
Начальная стадия:			
изготовление MOX-топлива	0,43	10 тыс. фр./кг тяжелого металла	10
транспортировка MOX- топлива (Европа→ США)	0,03	600 фр./кг тяжелого металла	20
Конечная стадия:			
транспортировка ОЯТ	0,01	50 дол./кг U	20
капсулирование и удаление ОЯТ	0,15	850 дол./кг U	70
Всего	7,69 ± 0,39 (5%)		
РАЗНИЦА	0,78 ± 1,21 (150%)		
* 1 фр. = 0,141 дол. по курсу на декабрь 2000 г.			

В этом примере затраты на цикл с переработкой ОЯТ совершенно определенны ( $\pm 5\%$ ). Среднее значение топливных затрат при прямом удалении ОЯТ немного ниже, но разброс больше ( $\pm 20\%$ ), а оценка разницы для двух циклов еще более неопределенна ( $+150\%$ ), поэтому имеется какая-то доля вероятности (25%), что вариант ЯТЦ с прямым удалением ОЯТ окажется более дорогостоящим, чем цикл с переработкой ОЯТ. В модели ORCA приведенные затраты зависят от принятой в расчетах стоимости единицы продукции или услуги, так что влияние их изменений может быть просчитано немедленно. (Trans. ANS. 2000. V. 83. P. 47–48).

Типичные результаты модели ORCA – приведенная величина топливной составляющей.

#### **А6 Результаты оценок**

Стоимость переработки и изготовления MOX-топлива оказалось намного большей, чем предполагалось ранее (в постоянных ценах в 4 раза), так что частичное замыкание ЯТЦ легководных реакторов оказалось убыточным при современных низких ценах на уран и даже при возможном в последующие десятилетия удорожании урана, скажем, в 3-4 раза. Тем не



<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 113
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

менее страны замыкают ЯТЦ легководных реакторов, покрывая затраты за счет соответствующего увеличения тарифов на электроэнергию, производимую АЭС (надбавка к тарифам АЭС во Франции, связанная с затратами на переработку ОЯТ легководных реакторов составляет 0.3 цент/кВт·ч). Наоборот, США и некоторые другие страны отказываются от переработки ОЯТ, предпочитая в будущем на окончательное захоронение ОЯТ, предпочитая его длительную выдержку, что оказывается намного дешевле (надбавка к тарифам АЭС, введенная в США актом 1982 г., составляет 0.1 цент/кВт·ч).

<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 114
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

## **Приложение Б – Сравнительный экономический анализ «сухого» и «мокрого» хранения ОЯТ**

В настоящее время ОЯТ ядерных энергетических, транспортных и исследовательских установок хранится в бассейнах под водой. Этап промежуточного хранения ОЯТ реакторных установок является необходимой технологической операцией для снижения энерговыделения и активности топлива. Существующее «мокрое» хранение ОЯТ имеет ряд существенных недостатков:

- необходимость принятия особых мер для предотвращения протечек воды; значительные трудозатраты персонала при технологических операциях и ремонтных работах;
- существенный расход электроэнергии;
- образование значительного количества вторичных РАО.

Сравнительный анализ «сухого» и «мокрого» хранения ОЯТ выполнен ВНИПИЭТ. Результаты сравнения представлены в таблице Б1.

В качестве сравниваемых вариантов рассматриваются:

- Существующее хранилище «мокрого» типа на заводе РТ-2;
- Вариант «сухого» хранилища камерного типа.

Вариант «сухого» хранилища камерного типа для ОТВС РБМК-1000 и ВВЭР-1000 предусматривается в герметичных пеналах, заполненных смесью азота и гелия. Пенал представляет собой цилиндрическую обечайку 630х7мм, внутри пенала имеются три гнезда для ОТВС ВВЭР-1000. Емкость пенала по ОЯТ РБМК-1000 рассчитана на 30 половинок ОТВС РБМК-1000.

На участках хранения гнезда в каждой камере расположены по квадратной решетке с шагом 1000х1000 мм. Хранилище рассчитано на 12208 гнезд.

Предусматривается система контроля герметичности гнезд хранения и находящихся в них пеналов, при использовании которой можно контролировать как герметичность самих гнезд, так и выход загрязнения в гнезда хранения в случае разгерметизации пенала. Отвод остаточного тепловыделения ОЯТ при хранении осуществляется естественной конвекцией воздуха. В процессе длительного хранения предусматривается периодический выборочный контроль состояния пеналов и ампул с ОЯТ.

Очевидно, что основными "элементами" безопасности являются герметичные пенал и гнездо хранения. Именно эти физические барьеры являются основными препятствиями на пути распространения ионизирующего излучения, ядерных материалов и радиоактивных веществ в окружающую среду. Разработка их конструкции, выбор материалов и способа герметизации, а также сохранение их работоспособности и эффективности в процессе эксплуатации хранилища в течение 50 лет обеспечивает требуемый уровень безопасности.

Требования к конструкции пенала и гнезда хранения, выбору материала и системы герметизации определяются исходя из условий соблюдения ядерной и радиационной безопасности при эксплуатации хранилища.

<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 115
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

Таблица Б1-Сравнительные показатели долговременного хранения ОЯТ АЭС

Наименование показателей	Единица измерения	Мокрое хранилище	Сухое хранилище
1. Объем хранения ОЯТ	тонн U	6000	37785
2. Объем воды в бассейнах выдержки	тыс. м <sup>3</sup>	606.6	-
3. Испарение воды	м <sup>3</sup> /год	15284	-
4. Расход электроэнергии	тыс. кВтч год т U	56.8	0.7
5. Расход тепла	Гкал год т U	474.3	2.5
6. Стоимость строительства в ценах 1991г. То же на 1 т U	млн. руб.	180.0 30.0	428.0 11.3

«Сухое» хранение облученного ядерного топлива – альтернатива «мокрому», однако, оно не исключает предварительную выдержку топлива в воде для уменьшения уровня радиоактивности и снижения тепловыделения.

При «сухом» хранении улучшаются условия хранения (поскольку вода является более агрессивной средой хранения по сравнению с воздухом и/или инертными газами), упрощается обслуживание хранилищ, особенно при охлаждении естественной конвекцией, уменьшается доля электропотребления. «Сухое» хранение приводит к уменьшению объема образования вторичных радиоактивных отходов по сравнению с мокрым способом хранения. При «сухой» технологии легче осуществить модульный принцип ввода в эксплуатацию, уменьшаются сроки строительства, эксплуатационные затраты, упрощается процедура снятия хранилищ с эксплуатации. Поэтому переход на «сухой» метод хранения ОЯТ после предварительной выдержки его в воде с целью снижения тепловыделений и распада короткоживущих радионуклидов является актуальным.

<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 116
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

## **Приложение В – Основные выводы аудита проекта ХОЯТ-2 ЧАЭС**

### **В1. Срок эксплуатации**

Решение Подрядчика, примененное в Проекте ХОЯТ-2, является первой в своем роде модификацией концепции NUHOMS, предусматривающей два барьера безопасности. Выполнение требования о двух барьерах достигается размещением каждого пучка ТВЭЛ (половинки разрезанной надвое ОТВС РБМК) в герметичном патроне, а большого количества патронов – в пенале. Данный модифицированный подход не имеет лицензии ни в одной из стран мира. Также, насколько известно аудиторам, ни одна из концепций хранения ОЯТ не лицензирована на период хранения 100 лет.

### **В2. Диаметр патрона**

В проекте ХОЯТ-2 не учтено, что геометрия ОТВС в процессе хранения в бассейнах выдержки изменяется. Первоначально выбранный Подрядчиком диаметр патрона был основан, согласно словам Подрядчика, на информации о том, что необлученная ТВС имеет диаметр 79 мм, а топливные каналы активной зоны реактора имеют внутренний диаметр 80 мм. Подрядчик заявляет, что он считал, что подлежащие установке на хранение ОТВС находятся в хорошем состоянии, поскольку Заказчик предполагал, что их "перегрузка и транспортировка будут выполняться по обычной схеме".

Анализ или исследование фактического состояния топлива не выполнялись.

Общеизвестно, что облученное топливо изменяет свою геометрию: оно удлиняется, изгибается, искривляется и может иметь механические повреждения. Если сборка не может быть повторно загружена в реактор по причине изменения ее геометрической формы (насколько поняли аудиторы, в ряде случаев это произошло), она по-прежнему должна быть перевезена и установлена на хранение в ХОЯТ-2. Также необходимо учитывать, что механические повреждения могут возникать во время транспортировки и перегрузок топлива после извлечения из реактора. Необходимо учитывать и допуски при загрузке топлива в патроны.

### **В3. Количество патронов в пенале**

В проекте ХОЯТ допущены ошибки при определении количества ОТВС в пенале. В данном контексте имеется два важных фактора: конструкционные ограничения дистанционных решеток и критичность в пенале.

#### **Конструкционные ограничения**

Внутренний диаметр пенала составляет 1,875 м. Внутренние конструкции, устанавливаемые в пенал, имеют внешний диаметр 1,830 м. Дистанционные решетки во внутренней корзине пенала поддерживают патроны.

Одним из ограничений количества патронов является необходимая конструкционная прочность дистанционных решеток. С внутренним диаметром патрона 84 мм (внешний диаметр 88.9 мм), достаточная прочность достигается при расстоянии между патронами 25 мм. На основании этих условий, в пенал может быть загружено 196 патронов.

<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 117
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

При увеличении внутреннего диаметра патрона до 98 мм (103,5 мм внешний диаметр) и расстояния между патронами сокращаются до 21 мм; достаточная конструкционная прочность по-прежнему сохраняется. В этом случае в пенал может загружаться 160 патронов.

#### Ограничения по критичности

Первоначальный вариант анализа критичности (патроны 84 мм) в предварительном отчете по анализу безопасности показал, что во все 196 патронов можно загрузить топливо, и при этом критерий критичности будет выполнен. Граничным случаем с точки зрения критичности является заполнение пенала водяными парами ("туманом") и заполнение патронов гелием. По всей видимости, данный расчет был неверным, и новый расчет показал допустимость загрузки 190 патронов. Теперь было два граничных случая: один с водяными парами (0.45 г/куб.см) в пенале и патроне (гомогенный случай) и другой с водяными парами (0.6 г/куб.см) в пенале и гелием в патроне (гетерогенный случай).

Для Согласованного концептуального решения был выполнен новый анализ критичности (диаметр патрона 98 мм). С точки зрения критичности граничным случаем теперь являлось присутствие тумана и в патроне, и в пенале (гомогенный случай). При предположении о наличии 250 г воды в патронах, количество патронов в пенале должно было сократиться до 151 для соблюдения критерия критичности.

#### Оценка

При проектировании хранилища отработанного топлива, критичность обычно является фактором, который ограничивает количество топлива, которое может храниться в одном месте. Поскольку критичность является вопросом безопасности, необходимо очень тщательно выполнить проверку расчетных методов и допусков на неопределенности.

В первом расчете критичности, который допускал загрузку 196 патронов (диаметром 84 мм) в пенал, граничным случаем являлось заполнение водяными парами ("туманом") пространства в пенале между патронами и заполнение гелием пространства внутри патронов. Однако расчетный код критичности использовал недостаточное число энергетических групп и привел к недостаточно консервативным результатам. Более того, анализ неопределенности был выполнен не полностью; не были приняты во внимание допуски при изготовлении и "эксцентричное" расположение пучков ТВЭЛ в патроне. Анализ этих факторов требуется при выполнении анализа критичности.

Второй расчет, выполненный для 190 патронов (диаметр по-прежнему 84 мм) в пенале, был выполнен другим кодом, с правильным отображением энергетических групп. В этом случае два варианта были определены как граничные, заполнение патронов и пеналов "туманом" (гомогенный случай) и "туман" в пенале и гелий в патронах (гетерогенный случай). Однако этот анализ был по-прежнему недостаточно консервативен, поскольку он не принимал во внимание допуски при изготовлении и "эксцентричное" расположение пучков ТВЭЛ в патроне.

В Согласованном техническом решении, с диаметром патрона 98 мм, был выполнен новый анализ критичности. В данном случае граничным случаем было заполнение пенала "туманом" и присутствие некоторого количества воды в патроне. Эта вода могла принять форму водяных паров, слоя воды в патроне или водной пленки на ТВЭЛ. Результаты в значительной степени зависят от количества воды в патроне. Исходя из предположения о наличии 250 г воды в каждом патроне, в пенал может быть загружен 151 патрон. При увеличении количества воды

<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 118
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

уменьшается количество патронов. В данном расчете анализ неопределенности был улучшен. Был учтен допуск при изготовлении по обогащению путем использования 2.45 % U-235 вместо номинального 2.40% U-235. Другие допуски при изготовлении также были учтены при анализе, однако не было показано, что использованные значения допусков обеспечивают самую высокую реактивность. Эксцентричное расположение патронов было оценено, но не эксцентричное положение топлива в патронах.

Таким образом, количество патронов, которые могут быть загружены в один пенал, для Согласованного концептуального решения зависит от количества воды, которое устанавливается для патрона. Необходимо установить, какой случай должен рассматриваться как проектный. Влиянием сокращения количества пучков ТВЭЛ (патронов) на один пенал является увеличение количества пеналов и БМХ.

#### **В4. Данные о ядерном топливе**

В рамках проекта ХОЯТ-2 не были учтены характеристики реального ОЯТ, имеющегося на ЧАЭС в части характеристик топлива. Ядерные данные касаются информации о составе облученного ядерного топлива, используемые при проектировании биологической защиты в установке по подготовке топлива к хранению. В Технической спецификации 1999 года, которая была основана на данных, полученных от российского института НИКИЭТ, информация по десяти наиболее активным продуктам деления была предоставлена для начального обогащения, максимального выгорания и сроков выдержки. Отсутствовали данные по продуктам активации оболочки ТВЭЛ и механических конструкций топлива.

##### Оценка

Известно, что основным источником при проектировании радиационной защиты является Со-60, образующийся в конструкционных материалах топлива и внутренних конструкциях реактора.

Предположения Подрядчика относительно поверхностных отложений были неверны. Опыт французского топлива PWR не может быть в этом случае применен к реакторам РБМК.

Неверные данные по источнику и поверхностным отложениям привели к тому, что проект установки по подготовке топлива к хранению был разработан с недостаточной биологической защитой, концепцией техобслуживания и ремонта, вентиляцией и средствами обращения с РАО.

Аудиторы считают, что Подрядчик поступил неблагоразумно, выполнив проект и соорудив объект, не будучи уверенным в таких фундаментальных данных или не обладая хотя бы их надежной консервативной оценкой. Следовательно, аудиторы полагают, что Подрядчика не обосновал свои претензии технически должным образом.

#### **В5. Контейнер ТК-8**

В проекте ХОЯТ-2 не учтены риски, связанные с применением оборудования, которое не соответствует требованиям действующих норм по безопасности, но при этом сопрягается с оборудованием, выполненным в соответствии с требованиями действующих НД.

<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 119
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

Планируется, что топливо будет перевозиться на ХОЯТ-2 в транспортном вагоне-контейнере ТК-8. ТК-8 представляет собой старую модель контейнера для отработанного топлива, которая была "лицензирована" в советское время. Он не соответствует современным стандартам и даже требованиям нынешних украинских нормативов.

Подрядчик предполагал, что вагон-контейнер лицензирован согласно действующим украинским нормативам и имеет соответствующую сейсмическую аттестацию. Когда выяснилось, что это не так, Подрядчик выдвинул финансовые иски на проектирование и поставку противосейсмического блокировочного устройства для стыковки между вагоном-контейнером и горячей камерой. Заказчик отмечает: *“Заказчик предоставил чертежи ТК-8, которыми Подрядчик должен был воспользоваться для проектирования стыковочного узла между вагоном и горячей камерой, с учетом возможного сейсмического воздействия.”*

Иски также включают в себя монтаж вентиляционной линии, используемой для выравнивания давления между контейнером и окружающей средой и для контроля атмосферы в контейнере перед его открытием.

#### Оценка

Учитывая, что ТК-8 будет использоваться для транспортировки топлива на ХОЯТ-2, то необходимым является сейсмически безопасное блокировочное устройство между контейнером и горячей камерой. Вопрос в том, зависит ли это от сейсмической аттестации контейнера, или же требуется в любом случае. Более важен, однако, вопрос о том, насколько может или должен применяться ТК-8 вообще. Хорошо известно, что старые контейнеры часто не соответствуют новым требованиям и их сложно модернизировать. Заказчик начал проведение анализа безопасности для ТК-8, который в настоящее время проводится. Возможно, ответ на вопрос о лицензировании появится в результате такого анализа.

Важно в кратчайшие сроки выяснить, возможно, ли лицензирование ТК-8 в соответствии с действующими стандартами. Если это не возможно, а также с учетом наличия лишь одного пригодного к эксплуатации вагона ТК-8, необходимо начать выполнение работ по созданию альтернативного контейнера.

#### **В6. Радиоактивные отходы**

В проекте ХОЯТ-2 неверно были оценены объемы РАО, образующиеся при разделке ОТВС.

Проект установки был основан на неполных исходных данных со стороны Заказчика. Подрядчик вел работы на основании предположений по количеству поверхностных отложений и уровням активности исходя из французского опыта с топливом PWR, согласно указаниям Заказчика.

В результате исследований, выполненных Рабочей группой, выяснилось, что данные были неверны, что привело к недооценке объемов РАО и количества упаковок с РАО, что отразится на проекте установки по подготовке топлива к хранению.

Были также определены новые стыковочные данные и взаимозависимости между транспортно-погрузочными системами ХОЯТ-2 и ЧАЭС.

<b>ОАО КИЭП</b>	<b>Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины</b>	Стр. 120
<b>Анализ и оценка альтернативных технологий обращения с ОЯТ</b>		Обозначение: <b>57-204.201.002.ОЭ01.02</b> Ред. 03

#### Оценка

Дополнительная биологическая защита и средства дистанционного управления являются технически сложным и дорогостоящим дополнением к уже существующему зданию, особенно с учетом мощного армирования и толщины бетонных полов и стен.

Существует необходимость детального исследования вопроса стыковок и зависимостей от системы обращения с РАО на ЧАЭС с целью предотвращения необходимости применения новой упаковки для РАО на ХОЯТ-2, и для исследования того, каким образом будут выполняться операции с РАО и упаковками с РАО в ХОЯТ-2.

Вопрос транспортировки жидких РАО из емкостей ЖРО ХОЯТ-2 на ЧАЭС также должен быть исследован.

#### **В7. Возможность обратного извлечения**

Аудиторы отмечают, что в Технической спецификации содержится требование об обеспечении в течение всего срока эксплуатации возможности безопасного извлечения топлива из БМХ и пеналов в целях контроля и окончательного захоронения.

#### Оценка

Насколько могут судить аудиторы, вопрос обратного извлечения не решен. Хотя он может и не являться техническим препятствием для строительства и пуска объекта, он может стать проблемой для лицензирования и может фактически отразиться на проекте установки. Вопрос должен быть проработан на этапе базового проекта.