



*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 4

Ядерная и радиационная безопасность

57-204.201.002.ОЭ01.04

Председатель правления

Ю.В.Малахов

Главный инженер

В.Н.Чернавский

Заместитель главного инженера

В.Я.Шендерович

Главный инженер проекта

Н.Е.Шевченко

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 2
Ядерная и радиационная безопасность	Обозначение:	
	57-204.201.002.ОЭ01.04	
	Ред. 03	

Лист согласования

Начальник ПТО

Т. Ю. Байбузенко

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 3
Ядерная и радиационная безопасность	Обозначение:	
	57-204.201.002.ОЭ01.04	
	Ред. 03	

Исполнители работы

Главный специалист по ЯРБ

Н. В. Майданюк

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 4
Ядерная и радиационная безопасность	Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04	
	Ред. 03	

Лист регистрации изменений

[illegible]

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 5
Ядерная и радиационная безопасность		Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04 Ред. 03

Состав ТЭО инвестиций

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

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 6
Ядерная и радиационная безопасность		Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04
		Ред. 03

Содержание

Перечень принятых сокращений.....	8
Перечень принятых терминов.....	10
Введение.....	13
1 Нормативные документы ЯРБ	14
2 Ядерная безопасность	15
2.1 Общие положения	15
2.2 Ядерная безопасность системы контейнеров Холтек в США	17
2.2.1 Основные требования ЯБ в США	17
2.2.2 Расчетные коды и методология	19
2.2.3 Расчетная модель	20
2.2.4 Результаты расчетов	24
2.3 Различия в подходах при обосновании ЯБ в США и Украине	25
2.4 Предварительные оценки ЯБ МЦК-31	26
2.4.1 Методология предварительной оценки	26
2.4.2 Расчетная модель	26
2.4.3 Результаты предварительной оценки.....	29
2.5 Технические решения по обеспечению ядерной безопасности.....	30
2.5.1 Решения, связанные с используемыми материалами.....	30
2.5.2 Технические решения, связанные с и конструкцией МЦК	32
2.6 Технические решения, связанные с условиями хранения.....	34
2.6.1 Технические решения, связанные с хранением поврежденных ОТВС	36
2.6.2 Технические решения при транспортировке	37
2.6.3 Технические решения в здание приемки в ЦХОЯТ	38
2.6.4 Технические решения на площадке хранения в ЦХОЯТ.....	39
2.6.5 Технические решения при внутриплощадочной транспортировке	40
3 Радиационная безопасность	42
3.1 Основные принципы и критерии обеспечения радиационной безопасности	42
3.2 Общий подход по обеспечению РБ	44
3.3 Радиационная безопасность при строительстве.....	48
3.3.1 Радиационная обстановка и источники радиационного воздействия	48
3.3.2 Нормальные условия строительства	51
3.3.3 Аварии при строительстве	56
3.4 Радиационная безопасность при эксплуатации ЦХОЯТ	58
3.4.1 Радиационная обстановка и источники радиационного воздействия	59
3.4.2 Оценка доз при нормальной эксплуатации	65
3.5 Радиационная безопасность при авариях.....	73

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 7
Ядерная и радиационная безопасность	Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04	
	Ред. 03	

3.5.1	Нарушение нормальных условий эксплуатации	74
3.5.2	Проектные аварии.....	78
3.5.3	Запроектные аварии.....	88
3.6	Радиационная безопасность при снятии с эксплуатации	96
	Список ссылочных нормативных документов и литературы	98
	Приложение А – Протокол межведомственного совещания	101
	Приложение Б – Сертификаты регулирующего органа США на HI-STAR, HI-STORM, HI-TRAC, включая МЦК.....	108

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 8
Ядерная и радиационная безопасность		Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04 Ред. 03

Перечень принятых сокращений

A3O	- администрация зоны отчуждения
АЭС	- атомная электрическая станция
ALARA	- as low as reasonably achievable (настолько низко насколько разумно достижимо)
ANSI/ANS	- American National Standards Institute/American Nuclear Society
ASME	- American Society of Mechanical Engineers
БВ	- бассейн выдержки
ВВЭР	- водо-водяной энергетический реактор
ВЛ	- высоковольтная линия
BWR	- boiling water reactor (реактор на кипящей воде)
ГКЯР	- государственный комитет ядерного регулирования
ГСП ЧАЭС	- государственное специализированное предприятие Чернобыльская АЭС
ДВ	- допустимый выброс
ДП	- допустимое поступление
ДС	- допустимый сброс
ЖРО	- жидкие радиоактивные отходы
ЗН	- зона наблюдения
ЗОиЗБ(О)О	- зона отчуждения и зона безусловного (обязательного) отселения
ЗПА	- запроектная авария
ЗПР	- зона производства работ
ИДК	- индивидуальный дозиметрический контроль
ИИ	- источник излучения
ИИИ	- источник ионизирующих излучений
ИС	- исходное событие
КГО	- система контроля герметичности оболочек ТВЭЛ
КПП	- контрольно-пропускной пункт
КУ	- контрольный уровень
$K_{эфф}$	- эффективный коэффициент размножения
МАГАТЭ	- Международное агентство по атомной энергетике
МКРЗ	- Международная комиссия регулирования в здравоохранении
МПА	- максимальная проектная авария
МРС	- multi-purpose canister
МРЗ	- максимальное расчетное землетрясение
МЦК	- многоцелевой контейнер
МЧС	- Министерство чрезвычайных ситуаций
NIST	- National institute for standards and technology
НК	- направляющий канал
НУЭ	- нормальные условия эксплуатации
ОАБ	- отчет по анализу безопасности

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 9
Ядерная и радиационная безопасность		Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04
		Ред. 03

ОВОС	- обоснование воздействия на окружающую среду
ОТВС	- отработавшая тепловыделяющая сборка
ОТВСА	- отработавшая тепловыделяющая сборка альтернативная
ОЯТ	- отработавшее ядерное топливо
ПД	- предел дозы
ПЗ	- проектное землетрясение
ППР	- проект производства работ
РАО	- радиоактивные отходы
РБ	- радиационная безопасность
РДК	- радиационный дозиметрический контроль
РКОС	- радиационный контроль окружающей среды
РН	- радионуклиды
РТК	- радиационный технологический контроль
РФ	- Российская Федерация
PWR	- pressurized water reactor (реактор с водой под давлением)
СЗЗ	- санитарно-защитная зона
СИЗ	- средства индивидуальной защиты
СИЗОД	- средства индивидуальной защиты органов дыхания
СМП	- строительно-монтажный персонал
СОДС	- система обнаружения дефектных сборок
СРК	- система радиационного контроля
США	- Соединенные Штаты Америки
ТВС	- тепловыделяющая сборка
ТВСА	- тепловыделяющая сборка альтернативная
ТВЭЛ	- тепловыделяющий элемент
ТК	- транспортный контейнер
ТР	- технологический регламент
ТРО	- твердые радиоактивные отходы
ТУЭ	- транс урановые элементы
ТЭО	- технико-экономическое обоснование
ЧАЭС	- Чернобыльская атомная электрическая станция
ЧКС	- частное критическое событие
HI-STAR	- контейнер транспортный
HI-STORM	- контейнер для длительного хранения
HI-TRAC	- контейнер перегрузочный
ХОЯТ	- хранилище отработавшего ядерного топлива
ЦТ	- центральная труба
ЦХОЯТ	- централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива
ЦЦУ	- центральный щит управления

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 10
Ядерная и радиационная безопасность		Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04 Ред. 03

Перечень принятых терминов

- Аномальное событие или нарушение нормальных условий эксплуатации - событие, которое, хотя и не происходит регулярно, может произойти с умеренной частотой не более одного раза в год (ANSI/ANS-57.9 [28]).
- Газо-аэрозольный выброс (выброс) - поступление в атмосферу радиоактивных веществ из технологических контуров и систем вентиляции предприятия (НРБУ-97 [8]).
- Доза поглощенная - средняя в органе или ткани поглощенная доза, которая рассчитывается по формуле

$$D_T = \frac{\varepsilon_T}{m_T}$$

где ε_T - суммарная энергия, выделившаяся в органе или ткани,
 m_T - масса органа или ткани [8].

- Доза эквивалентная - величина, определяемая как произведение поглощенной дозы в отдельном органе или ткани Т на радиационный взвешивающий фактор w_R

$$H_T = D_T \cdot w_R, [8].$$

- Доза эффективная - сумма произведений эквивалентных доз H_T в отдельных органах и тканях на соответствующие тканевые взвешивающие факторы w_T

$$E = \sum_T H_T \cdot w_T, [8].$$

- Допустимый уровень - производный норматив для поступления радионуклидов в организм человека за календарный год, усредненных за год мощности эквивалентной дозы, концентрации радионуклидов в воздухе, питьевой воде и рационе, плотности потока частиц и т.д., рассчитанный для референтных условий облучения по значениям пределов доз [8].

- Загрязнение радиоактивное - наличие или распространение радиоактивных веществ свыше их природного содержания в окружающей среде и/или в теле человека [8].

- Запроектная авария - событие, которое постулируется в виду того, что его последствия могут оказать воздействие на здоровье и безопасность населения [28].

- Зона наблюдения объекта - территория, на которой возможно влияние радиоактивных сбросов и выбросов радиационно-ядерного объекта и где осуществляется мониторинг технологических процессов с целью обеспечения радиационной безопасности радиационно-ядерного объекта [8].

- Зона контролируемая - территория, на которой предусмотрен усиленный

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 11
Ядерная и радиационная безопасность		Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04 Ред. 03

- Зона отчуждения - дозиметрический контроль [8].
- территория, с которой проведена эвакуация населения в 1986 году (Закон Украины № 791а-ХІІ «Про правовий режим територіі, що зазнала радіоактивного забруднення внаслідок Чорнобильської катастрофи» [2]).
- Зона безусловного (обязательного) отселения - территория, подвергшаяся интенсивному загрязнению долгоживущими радионуклидами, с плотностью загрязнения почвы выше доаварийного уровня изотопами цезия от 15,0 Ки/км² и выше, или стронция от 3,0 Ки/км² и выше, или плутония от 0,1 Ки/км² и выше, где расчетная эффективная доза облучения человека, учитывая коэффициент миграции радионуклидов в растения и другие факторы, может превысить 5,0 мЗв (0,5 бэр) в год сверх дозы, которую он получал в доаварийный период [2].
- Контрольные уровни - радиационно-гигиенические регламенты первой группы, численные значения которых устанавливаются исходя из фактически достигнутого на данном радиационно-ядерном объекте или территории уровня радиационного благополучия. Величина КР устанавливается руководством учреждения по согласованию с органами Государственного санитарно-эпидемиологического надзора с целью ограничения облучения персонала и/или населения ниже значения пределов доз, а также для проведения радиационно-дозиметрического контроля [8].
- Критическое событие - событие, непосредственно приводящее к реализации потенциального облучения. Критическое событие может быть объединением множеств частных критических событий (НРБУ-97/Д-2000 [9]).
- Облучение - влияние на человека ионизирующего излучения от источников, которые находятся вне организма человека (внешнее облучение), или от источников, которые находятся внутри организма человека (внутреннее облучение) [8,9].
- Облучение потенциальное - Облучение персонала и населения, рассматриваемое при проектировании практической деятельности и реализуемое непосредственно после некоторого непредусмотренного нормальным технологически процессом критического события, вероятность возникновения которого не превышает 1×10^{-2} в год [9].
- Окружающая среда - совокупность природных, техногенных и социальных условий существования человеческого общества (ДБН А.2.2-1-2003)
- Окружающая природная среда - совокупность природных факторов и объектов окружающей среды, которые имеют природное происхождение или развитие (ДБН А.2.2-1-2003)
- Окружающая техногенная среда - искусственно созданная часть окружающей среды, состоящая из технических и природных элементов (ДБН А.2.2-1-2003)

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 12
Ядерная и радиационная безопасность		Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04 Ред. 03

- Проектная авария - нечастое событие, которое можно ожидать, по меньшей мере, один раз за время срока службы хранилища [28].
- Радиоактивно загрязненные земли - территории, которые нуждаются в проведении мероприятий по радиационной защите и других специальных вмешательствах, направленных на ограничение дополнительного облучения, обусловленного Чернобыльской катастрофой, и обеспечение нормальной хозяйственной деятельности [2].
- Референтная вероятность критического события - значение вероятности критического события, обеспечивающие непревышение референтных рисков при различных уровнях доз потенциального облучения [9].
- Риск (обобщенный риск) - мера вреда для здоровья человека, оказавшегося в сфере воздействия облучения, численно равная произведению двух величин:
- вероятности облучения в единицу времени (год)
 - вероятности реализации радиологических стохастических и нестохастических последствий для здоровья лиц, которые могут стать объектами этого облучения [9].
- Риск приемлемый - величины рисков, положенные в основу установленных НРБУ-97 пределов доз для персонала, а также пределов доз и дозовых уровней прекращения вмешательства для населения [9].
- Риск референтный - численные значения рисков, устанавливаемые для ограничения потенциального облучения персонала и населения, не превышающие уровни приемлемого риска [9].
- Санитарно-защитная зона объекта - территория вокруг радиационно-ядерного объекта, где уровень облучения людей в условиях нормальной эксплуатации может превысить квоту предела дозы для населения (категория В). В СЗЗ запрещается проживание населения, устанавливается ограничение производственной деятельности, которая не имеет отношения к радиационно-ядерному объекту и где проводится радиационный контроль [8].

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 13
Ядерная и радиационная безопасность		Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04 Ред. 03

Введение

В соответствии с Законом Украины об использовании ядерной энергии [1] ЦХОЯТ является ядерной установкой. Настоящий документ является частью 4 тома 1 технико-экономического обоснования инвестиций (ТЭО).

В редакции 3 ТЭО, включая том 1 часть 4, 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.

Техническое задание, включая дополнение на разработку ТЭО, приведено в части 1 тома 1 настоящего ТЭО.

Учитывая, что отсутствуют нормативные требования к объему изложения вопросов ядерной и радиационной безопасности в составе ТЭО, ориентировочный состав и содержание данной части были согласованы на межведомственном совещании. Протокол межведомственного совещания приведен в приложении А.

В части 4 тома 1 представлены:

- перечень нормативных документов, в соответствии с которыми осуществляется деятельность на ЦХОЯТ;
- основные технические решения по обеспечению ядерной безопасности;
- данные по обоснованию ядерной безопасности систем ЦХОЯТ;
- представлены основные технические решения по обеспечению радиационной безопасности при строительстве;
- основные технические решения по обеспечению радиационной безопасности при эксплуатации ЦХОЯТ;
- оценки доз облучения персонала при эксплуатации ЦХОЯТ;
- качественно отобранные исходные события, которые могут привести к проектным и запроектным авариям, и определены аварии, которые участвуют в оценке воздействия на окружающую среду;
- приведены основные мероприятия по обеспечению радиационной безопасности при строительстве, эксплуатации и снятии с эксплуатации.

При описании технических решений и оценочных расчетов по обеспечению ядерной и радиационной безопасности, связанных с основной технологией обращения с ОЯТ в ЦХОЯТ использованы данные корпорации «HOLTEC INTERNATIONAL» (в дальнейшем Холтек) – разработчика и поставщика технологии хранения ОЯТ, переданные с письмами НАЭК «Энергоатом» № 6104/08 от 13.06.06, №6721/08 от 27.06.06, №6933/08 от 29.06.06, №13546/08 от 22.11.06 и №12826/08 от 25.10.07.

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 14
Ядерная и радиационная безопасность	Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04	
	Ред. 03	

1 НОРМАТИВНЫЕ ДОКУМЕНТЫ ЯРБ

Деятельность по проектированию, строительству и эксплуатации ЦХОЯТ должна осуществляться в соответствии с Законами Украины и другими законодательными актами, которые регулируют отношения в области использования ядерной энергии и обращения с радиоактивными отходами.

При разработке ТЭО ЦХОЯТ были учтены требования следующих документов:

- Международных соглашений, ратифицированных в Украине;
- законов Украины;
- Указов Президента и Постановлений Верховного Совета и Кабинета Министров Украины;
- нормативных документов Украины по ядерной и радиационной безопасности;
- гигиенических нормативов, действующих в зоне отчуждения ЧАЭС.

Рекомендации МКРЗ и МАГАТЭ используются в тех их частях, которые не противоречат требованиям вышеперечисленных документов и направлены на уменьшение радиационного воздействия на персонал, население и окружающую природную среду.

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 15
Ядерная и радиационная безопасность		Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04
		Ред. 03

2 ЯДЕРНАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ

2.1 Общие положения

Основные требования НД Украины [3-5] по ядерной безопасности, применимые к системам ЦХОЯТ:

- при хранении ОЯТ подкритичность систем и элементов, содержащих делящиеся материалы, должна обеспечиваться, главным образом, геометрией расположения ОЯТ;
- для систем и элементов, содержащих делящиеся материалы эффективный коэффициент размножения нейтронов $K_{эфф}$ при условиях нормальной эксплуатации, нарушении нормальной эксплуатации и при проектных авариях не должен превышать 0,95 ($K_{эфф} \leq 0,95$);
- если условие $K_{эфф} \leq 0,95$ не может быть выполнено только благодаря геометрии расположения ОЯТ, для обеспечения подкритичности в проекте предусматриваются дополнительные средства и меры, в частности, закрепленные нейтронные поглотители или учет выгорания топлива;
- при анализе ядерной безопасности наличием поглощающих элементов в ОТВС или конструкциях чехла для ОТВС следует пренебречь, если они не закреплены, не могут быть определены их поглощающие свойства или их эффективность снижается в результате исходных событий;
- анализ ядерной безопасности необходимо проводить, принимая во внимание факторы, при наличии которых система хранения и обращения с ОЯТ имеет максимальный $K_{эфф}$ в условиях нормальной эксплуатации, нарушений нормальной эксплуатации и проектных авариях;
- должны учитываться ошибки методов расчета $K_{эфф}$, концентрации и изотопного состава поглотителей нейтронов, а так же допуски на изготовление;
- при наличии ядерного топлива с различной степенью обогащения необходимо рассматривать топливо с максимальным обогащением;
- отработавшее ядерное топливо должно рассматриваться как свежее, если $K_{эфф}$ при выгорании уменьшается, за исключением случаев, когда глубина выгорания используется как параметр ядерной безопасности и контроль ее осуществляется при помощи специальных устройств;
- при анализе обеспечения подкритичности необходимо учитывать наличие отражателя нейтронов;
- анализ обеспечения подкритичности необходимо проводить для максимальной проектной емкости системы;
- оборудование для хранения отработавшего ядерного топлива должно быть спроектировано таким образом, чтобы эффективный коэффициент размножения нейтронов не превышал 0,95 даже при заполнении хранилища водой, а также при таком количестве, распределении и плотности воды в результате исходных событий, которое приводит к максимальному $K_{эфф}$;

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 16
Ядерная и радиационная безопасность		Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04 Ред. 03

- при изменении температуры в условиях нормальной эксплуатации и при исходных событиях аварий необходимо рассматривать такое состояние ОЯТ, которое приводит к максимальному $K_{эфф}$.

В соответствии с требованиями нормативных документов [3-5] ядерная безопасность ЦХОЯТ обеспечивается:

- ограничением шага расположения ТВС в МЦК;
- ограничением массы делящихся материалов в одном МЦК;
- применением гетерогенных поглотителей тепловых нейтронов (размещением и фиксацией в МЦК нейтронного поглотителя Metamic-НТ);
- контролем технологических параметров ОК, комплекса систем хранения и обращения с ядерным топливом.

ЦХОЯТ, согласно данному ТЭО, включает в себя:

- зоны загрузки ОТВС в МЦК и подготовки контейнеров HI-STAR к транспортировке на каждом энергоблоке АЭС с реакторами типа ВВЭР;
- транспортировку контейнеров HI-STAR с ОТВС от АЭС на ЦХОЯТ;
- здание приемки на площадке ЦХОЯТ;
- площадку хранения контейнеров HI-STORM с ОТВС;
- внутриплощадочную систему транспортировки.

Зоны загрузки ОТВС в МЦК и подготовки контейнеров HI-STAR к транспортировке располагаются в реакторных отделениях энергоблоков Хмельницкой, Ровенской и Южно-Украинской АЭС. В центральном зале реакторного отделения производится загрузка ОТВС, выдержанных в бассейне выдержки не менее 5 лет, в МЦК, обезвреживание и осушка МЦК, герметизация МЦК и заполнение его гелием. МЦК обеспечивает два барьера герметичности на пути распространения радиоактивных веществ от ОТВС в окружающую среду (оболочка ТВЭЛ не рассматривается как барьер). Для обеспечения биологической защиты персонала при перегрузках используется перегрузочный контейнер HI-TRAC и транспортный контейнер HI-STAR.

Транспортировка МЦК с ОТВС из АЭС на ЦХОЯТ осуществляется с использованием транспортных контейнеров HI-STAR, которые спроектированы в соответствии с требованиями по безопасности США и будут сертифицированы в Украине как упаковка типа В(У) в соответствии с требованиями «Правил ядерной и радиационной безопасности при транспортировке радиоактивных материалов» (ПБТРМ-2006) [6].

Здание приемки предназначено для перегрузки МЦК с ОТВС из транспортных контейнеров HI-STAR в контейнер для длительного хранения HI-STORM. Перегрузка МЦК с ОТВС осуществляется в приемном боксе с помощью перегрузочного контейнера HI-TRAC.

Площадка хранения контейнеров с ОЯТ представляет собой пассивную систему хранения контейнеров HI-STORM, при этом HI-STORM обеспечивают биологическую защиту или барьер защиты от ионизирующего излучения. Ядерная безопасность на площадке хранения обеспечивается конструктивными решениями установленного в HI-STORM МЦК и наличием на площадке хранения системы контроля состояния HI-STORM с МЦК.

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 17
Ядерная и радиационная безопасность		Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04 Ред. 03

Основной целью данного раздела ТЭО является:

- продемонстрировать, каким образом обеспечена ядерная безопасность при хранении и обращении с ОЯТ в стране-владельце технологии (США);
- продемонстрировать различия в подходах к обоснованию ядерной безопасности в стране-владельце технологии (США) и в Украине;
- продемонстрировать, что при применении предлагаемой технологии хранения и транспортировки для ОЯТ ВВЭР ядерная безопасность может быть обеспечена в соответствии с требованиями украинских НД;
- продемонстрировать технические решения, обеспечивающие ядерную безопасность при загрузке ОЯТ на энергоблоке, транспортировке в ЦХОЯТ и хранении на площадке ЦХОЯТ.

Указанные цели полностью отвечают требованиям к изложению данного раздела ТЭО, которые согласованы Решением межведомственного совещания регулирующих органов и Минтопэнерго Украины, приведенным в приложении А.

В ЦХОЯТ предполагается использовать технологию, разработанную компанией Холтек, прошедшую лицензирование и получившую соответствующие сертификаты регулирующего органа США (USNRC) для систем контейнеров транспортировки и хранения отработавшего ядерного топлива. Контейнер для загрузки и транспортировки отработавшего ядерного топлива HI-STAR и модуль хранения HI-STORM сертифицированы для ОЯТ реакторов PWR и BWR в комплекте с перегрузочным контейнером HI-TRAC и многоцелевым контейнером МЦК различных конфигураций (МЦК-24, МЦК-32, МЦК-68). В частности, для реакторов PWR используется контейнер МЦК-32, рассчитанный на загрузку 32 ОТВС, который является аналогом разрабатываемого МЦК-31 для ОЯТ ВВЭР-1000 в Украине. Соответствующие сертификаты регулирующего органа США на контейнеры, которые предполагается адаптировать для ОЯТ АЭС Украины с реакторами ВВЭР и затем использовать в ЦХОЯТ, приведены в приложении Б.

Обеспечение ядерной безопасности при применении предлагаемой технологии Холтек для обращения с отработавшим ядерным топливом в США, демонстрируется в данном разделе на примере топлива PWR, близкого по своим характеристикам топливу ВВЭР. Результаты предварительной оценки критичности систем контейнеров Холтек для топлива ВВЭР приведены для МЦК-31 с ОЯТ ВВЭР-1000, как для более консервативной системы по сравнению с МЦК-85, разрабатываемой для ОЯТ ВВЭР-440. Детальные обосновывающие расчеты для ОЯТ ВВЭР-1000 и ОЯТ ВВЭР-440 в соответствии с требованиями действующих в Украине НД будут представлены в отчете по анализу безопасности ЦХОЯТ на стадии проект.

Все обоснования ядерной безопасности, приведенные ниже, подготовлены по материалам, предоставленным компанией Холтек.

2.2 Ядерная безопасность системы контейнеров Холтек в США

2.2.1 Основные требования ЯБ в США

Основные требования по обеспечению безопасности, в том числе ядерной, для систем транспортировки и хранения отработавшего ядерного топлива в США, регламентируются

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 18
Ядерная и радиационная безопасность		Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04 Ред. 03

Кодексом федеральных правил Комиссии ядерного регулирования (Code of Federal Regulations – CFR), а именно разделами 10CFR-50[23], 10CFR-71[24], 10CFR-72[25].

Требования и расчетные методики для оценки ядерной безопасности в США различаются для хранилищ отработавшего ядерного топлива «сухого» и «мокрого» типа.

Для обеспечения ядерной безопасности хранилищ ОЯТ «мокрого» типа допускается учет гомогенного поглотителя в системе при формировании расчетной схемы. При этом для топлива с максимально допустимой реактивностью и оптимальной плотностью замедлителя должны удовлетворяться следующие критерии:

- значение максимального $K_{эфф}$ при установленной минимальной концентрации гомогенного поглотителя (растворенного в воде бора) не должно превышать 0,95 ($K_{эфф} \leq 0,95$) для условий нормальной эксплуатации;
- значение максимального $K_{эфф}$ не должно превышать 1 ($K_{эфф} < 1$) для условий нормальной эксплуатации, нарушений нормальной эксплуатации и проектных аварий при отсутствии растворенного бора в воде.

На АЭС США требования ЯБ для хранилищ «мокрого» типа используются для обоснования ядерной безопасности при операциях с МЦК при загрузке и выгрузке ОТВС в бассейнах выдержки ОЯТ.

Принципиальные положения и критерии оценки ядерной безопасности для контейнерных систем «сухого» хранения ОЯТ изложены в документах NUREG-1536 [26], NUREG-0800, раздел 9.1.2 [27], 10CFR50, Приложение А, раздел 62 [23], 10CFR72.124 [25]. Требования по безопасности для единичного контейнера представлены в 10CFR71.55 (b,d,e); для массива неповрежденных контейнеров - в 10CFR71.59 (a, 1); массива поврежденных контейнеров – в 10CFR71.59 (a, 2) [24].

При обосновании ядерной безопасности хранилищ «сухого» типа устанавливают следующие общие критерии приемлемости:

- эффективный коэффициент размножения ($K_{эфф}$), включая все отклонения и неопределенности с учетом 95% доверительного интервала, не должен превышать величины 0,95 в условиях нормальной эксплуатации, при нарушении условий нормальной эксплуатации и при аварийных условиях;
- для того чтобы стала возможна аварийная ситуация, связанная с нарушением требований ядерной безопасности, должны произойти два маловероятных независимых одновременных или последовательных изменения в условиях, существенных для обеспечения ядерной безопасности при нормальной эксплуатации, при нарушениях нормальной эксплуатации и при аварийных условиях;
- в зависимости от технических ограничений подкритичность системы должна быть обеспечена средствами геометрии, стационарными поглотителями, либо обоими средствами;
- подкритичность системы контейнера не должна зависеть от:
 - глубины выгорания топлива;
 - наличия выгорающих поглотителей в топливе;
 - более чем 75 процентов установленных поглотителей, если эти поглотители принимаются по стандартной программе испытаний.

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 19
Ядерная и радиационная безопасность		Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04 Ред. 03

2.2.2 Расчетные коды и методология

Обоснование подкритичности контейнеров Холтек проводилось с использованием компьютерного кода MCNP4a [41] для основных расчетов и модуля KENO.V.a [42] системы кодов SCALE-4.3 для независимых поверочных расчетов.

Хорошо верифицированная расчетная схема кода MCNP4a, базируется на трехмерном методе Монте-Карло с применением непрерывной по энергии библиотеки нейтронно-физических констант, созданной на основе ENDF/B-V.

Код KENO.V.a, пакета SCALE, также основан на трехмерной расчетной схеме Монте-Карло, но использует дискретную (238-групповую) библиотеку нейтронно-физических констант на основе ENDF/B-V.

Для анализа влияния параметров ТВС (допуски на изготовление, материальный состав, обогащение топлива) температуры, глубины выгорания и изотопного состава топлива, температуры замедлителя и т.д. на размножающие способности ТВС использовался компьютерный код CASMO-4 [43], в основе которого лежит двумерная теория переноса нейтронов с дискретными по энергии и пространству сечениями взаимодействия. При помощи этих расчетов формируют загрузку МЦК тепловыделяющими сборками с максимальными размножающими способностями, которая является исходными данными для расчетов $K_{эфф}$ кодом MCNP4a.

Максимальное значение эффективного коэффициента размножения определяется выражением:

$$K_{эфф\ макс} = K_{эфф\ расч.} + K_c \sigma_c + Bias + \sigma_B, \quad (2.1)$$

где $K_{эфф\ расч.}$ – рассчитанное значение $K_{эфф}$ для комбинации параметров, соответствующей максимальным размножающим способностям;

множитель $K_c=2$,

σ_c – стандартное отклонение расчетного значения $K_{эфф}$, вычисляются кодом;

$Bias$ – системная ошибка в расчетах, определяется в результате тестовых расчетов и экспериментов;

σ_B – стандартная ошибка для $Bias$.

Величина $Bias + \sigma_B$ называется погрешностью квалификации кода. В результате валидационных расчетов для системы HI-STAR, погрешность квалификации кода MCNP4a была определена в интервале от 0,0006 до 0,0021.

Валидационные расчеты были проведены с целью сравнения результатов базовых программных пакетов MCNP4a и KENO5.a с экспериментальными данными. В результате данной работы был выделен ряд проектных параметров, оказывающих существенное влияние на ядерную безопасность контейнерной системы HI-STORM, а именно:

- обогащение топлива;
- собственная геометрия топливной корзины МЦК (шаг решетки);
- концентрация ^{10}B в гетерогенном поглотителе;
- концентрация растворенного в воде бора при операциях загрузки и выгрузки топлива.

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 20
Ядерная и радиационная безопасность		Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04 Ред. 03

В качестве гарантии того, что реальная реактивность системы будет всегда ниже расчетной, при формировании расчетной схемы и выполнении расчетов принимались следующие основные консервативные допущения:

- МЦК полностью заполняется топливом с максимальными размножающими способностями;
- не учитывается выгорание топлива, а также продукты деления топлива, которые являются поглотителями нейтронов;
- анализ критичности допускает содержание ^{10}B до 90% в гетерогенном поглотителе (Metamic-НТ);
- для анализа критичности допустимо задание плотности топлива на уровне 96% от теоретической;
- в расчетах не учитывается возможное наличие ^{234}U и ^{236}U в топливе;
- при расчетах затопления, плотность замедлителя принимается такой, при которой формируются максимальные размножающие свойства системы;
- нейтроннопоглощающими свойствами материалов второстепенных конструкций МЦК пренебрегают;
- формируется комбинация наиболее оптимальных условий, с точки зрения достижения максимальных размножающих свойств системы;
- при расчетах затопления консервативно предполагается, что газовый зазор между топливом и оболочкой также заполняется водой;
- рассматривается как штатное, так и смещенное расположение кассет в МЦК.

2.2.3 Расчетная модель

В таблице 2.1 представлены основные характеристики ОЯТ и топливной сборки класса 15x15F, которая была выбрана из всех классов сборок реактора PWR, как обладающая максимальными размножающими свойствами и которая по своим характеристикам наиболее близка ТВС ВВЭР-1000. Расчетная загрузка МЦК-32 для анализа критичности формировалась этим классом сборок.

Таблица 2.2.1 – Характеристики ОЯТ и ОТВС PWR

Характеристика	Единица измерения	Значение
Класс ОТВС	-	15x15F
Форма поперечного сечения ОТВС	-	Квадрат
Материал оболочки ТВЭЛ		Zr
Количество UO_2	кг/ОТВС	<475
Начальное обогащение с кредитом бора	% ^{235}U	<5
Количество ТВЭЛ в сборке	шт	208
Высота топливного столба в ТВЭЛ	см	365,76

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 21
Ядерная и радиационная безопасность		Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04 Ред. 03

Характеристика	Единица измерения	Значение
Остаточное тепловыделение после пяти лет охлаждения в БВ	Вт	1132
Максимальное выгорание	МВт _{хсут} /кг U	54700

Основные характеристики МЦК-32, для которого выполнялся анализ критичности, представлены в таблице 2.2.2. Схема заполнения ОТВС в МЦК-32 представлена на рисунке 2.2.1.

Таблица 2.2.2 – Характеристика МЦК-32

Характеристика	Единица измерения	Значение	Документ, регламентирующий требование
Общая тепловая нагрузка	кВт/МЦК	28,74	
Минимальная содержание ^{10}B в гетерогенном поглотителе (Boral)	г/см ²	0,0279	CoC, Appendix A, Limiting Conditions for Operation LCO 3.3.1
Минимальная концентрация бора в воде при перегрузочных операциях	ppm	<1900 при начальном обогащении ОТВС менее 4% <2600 при начальном обогащении ОТВС более 4,1% и менее 5%	See CoC, Appendix A, Limiting Condition for Operation LCO 3.3.1
Максимально допустимая температура МЦК	°C	570	PNL-4835[15) 26]
Газ в МЦК	-	Гелий	
Шаг топливной корзины	см	23,26	
Внутренний диаметр ячейки МЦК	см	22,76	

Консервативные геометрические параметры системы (МЦК-32), которые приводят к максимальному $K_{\text{эфф}}$, были определены на основании расчетов кодами CASMO-4 и MCNP4a. Кроме этого, предельные значения таких важных для ядерной безопасности характеристик, как обогащение топлива, концентрация ^{10}B в гетерогенном нейтронном поглотителе и концентрация растворенного бора в воде при операциях загрузки/выгрузки использовались согласно регулирующим документам США.

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 22
Ядерная и радиационная безопасность	Обозначение:	
	57-204.201.002.ОЭ01.04	
	Ред. 03	

Консервативно предполагалось также, что вставка гетерогенного поглотителя, реально имеющая высоту 308 см (что больше активной длины топлива, которая составляет 290 см), имеет такую же высоту (290 см), как и топливо.

Представленная модель МЦК-32 использовалась для обоснования ядерной безопасности, как при нормальных условиях эксплуатации, так и при нарушениях нормальной эксплуатации и аварийных условиях.

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 23
Ядерная и радиационная безопасность		Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04
		Ред. 03

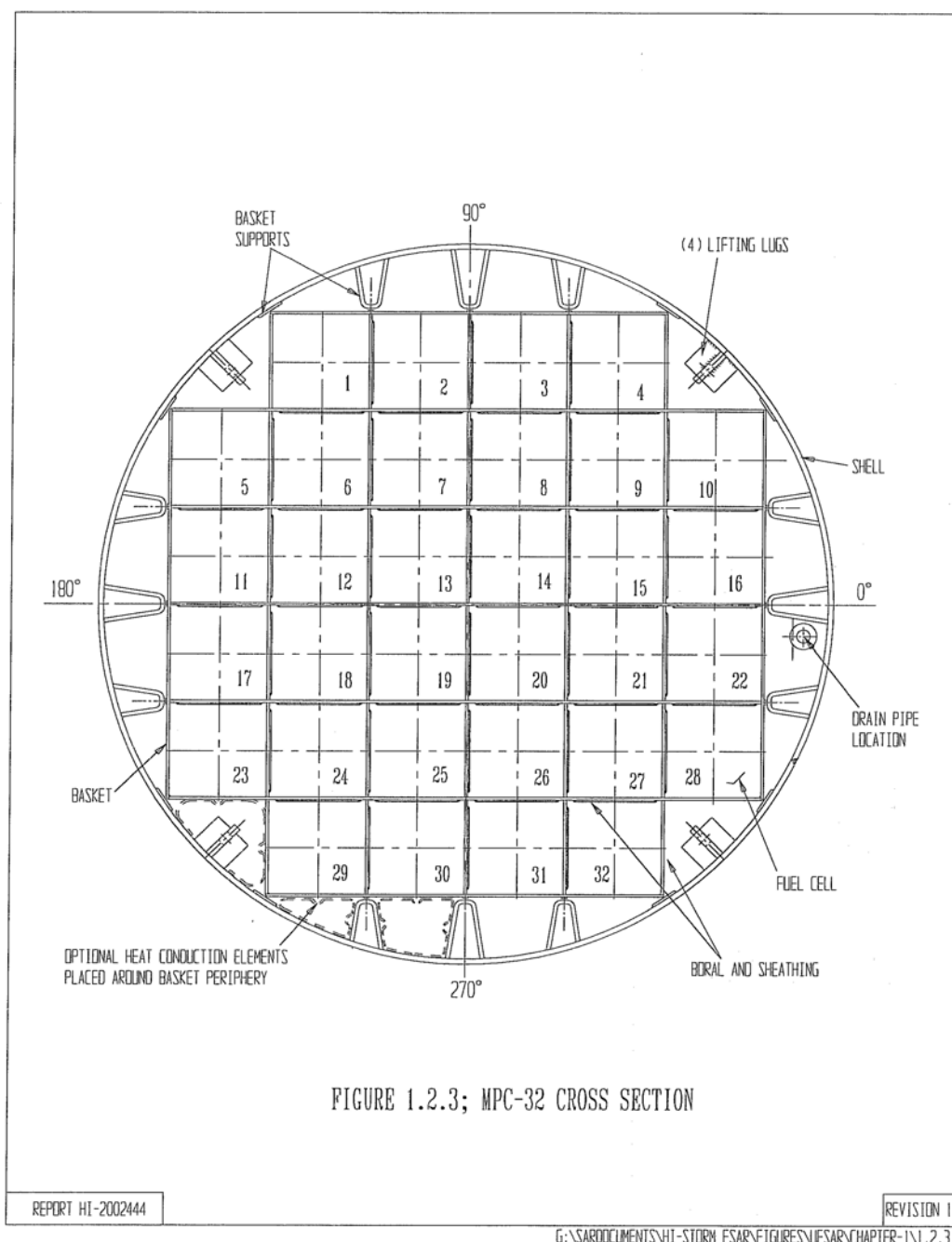


Рисунок 2.2.1 – Сечение МЦК-32 (по данным из ОАБ HI-STORM [31])

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 24
Ядерная и радиационная безопасность		Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04 Ред. 03

2.2.4 Результаты расчетов

В таблице 2.3 приведены результаты расчетов $K_{эфф \text{ макс}}$ для заполненного ОТВС МЦК-32, с набором консервативных параметров (см. таблицы 2.2.1, 2.2.2) для условий эксплуатации, приводящих к максимальным размножающим свойствам системы контейнеров Холтек.

В соответствии с требованиями ЯБ максимальное значение $K_{эфф}$ также включает все отклонения и неопределенности статистического характера, заложенные в методах расчета.

Эффективный коэффициент размножения для каждого из трех контейнеров системы Холтек оценивался при следующих условиях:

- HI-STORM рассматривался с точки зрения содержания гарантированно герметичного МЦК, где ОЯТ помещено в инертную газовую среду, при возможном полном наружном затоплении HI-STORM на площадке хранения, т.е. граничные условия соответствуют бесконечному водному отражателю со всех сторон;
- HI-TRAC рассматривался с учетом того, что загрузка МЦК в бассейне выдержки производится с помощью перегрузочного контейнера HI-TRAC, который, таким образом, представляет собой заполненный водой контейнер с водным отражателем со всех сторон;
- HI-STAR рассматривается с учетом того, что загрузка МЦК может производиться непосредственно в HI-STAR, без использования HI-TRAC. При этом рассматриваются условия, когда контейнер HI-STAR уже вынут из БВ, но не обезвожен, что соответствует регламенту заполнения контейнера (полностью заполненный водой контейнер без отражателя).

Таблица 2.3.1 –Максимальное значение $K_{эфф}$ для МЦК-32 (ОТВС с начальным обогащением 5%)

Класс ТВС	Максимальное установленное обогащение топлива (%)	Минимальная концентрация борной кислоты, г/кг воды	Максимальное $K_{эфф}$		
			HI-STORM	HI-TRAC	HI-STAR
15x15F	5,0	2,6	0,5142	0,9470	0,9483

Из таблицы 2.3.1 видно, что формирование наихудших условий с точки зрения критичности происходит при загрузке отработавшего ядерного топлива в бассейне выдержки в контейнер HI-STAR, в момент, когда контейнер уже вынут из БВ, но еще не обезвожен. Тем не менее, требование $K_{эфф \text{ макс}} \leq 0,95$ соблюдается и для этого случая с учетом допущения регулирующего органа США в части необходимой минимальной концентрации борной кислоты в воде БВ.

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 25
Ядерная и радиационная безопасность		Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04 Ред. 03

2.3 Различия в подходах при обосновании ЯБ в США и Украине

В разделе рассмотрены основные различия в подходах к обоснованию ядерной безопасности, которые могут повлиять на конструктивные характеристики элементов системы Холтек для ОЯТ ВВЭР.

В отличие от требований и допущений регулирующего органа США, в Украине для обоснования ядерной безопасности при загрузке ОТВС на энергоблоке необходимо рассматривать:

- воду БВ без поглотителя (содержание борной кислоты равно 0 г/кг). При этом, максимальный $K_{эфф}$ не должен превышать 0,95 с учетом максимальной погрешности расчета $K_{эфф}$ (охватывающей неопределенности методики расчета, моделирования, исходных данных и др.);
- такое количество, распределение и плотность замедлителя (в частности, воды) в системе в результате исходных событий, которое приводит к максимальному эффективному коэффициенту размножения нейтронов;
- максимально возможное обогащение топлива. При наличии ядерного топлива с различной степенью обогащения необходимо рассматривать топливо с максимальным обогащением;
- ОЯТ рассматривается как свежее топливо, если коэффициент размножения нейтронов при выгорании уменьшается, за исключением случаев, когда глубина выгорания используется как параметр ядерной безопасности и контроль ее осуществляется с помощью специальных установок.

При этом вышеизложенные условия не связаны с моделированием аварийных ситуаций и не анализируются с точки зрения вероятности их возникновения. Они должны рассматриваться в качестве исходных консервативных условий, которые необходимо использовать при анализе ядерной безопасности ЦХОЯТ. Заложенный таким образом консерватизм призван компенсировать различия между расчетной моделью и реальным физическим объектом и то неблагоприятное влияние на ядерно-физические свойства, к которому могут привести эти различия.

Для подтверждения возможности выполнения всех необходимых требований НД Украины в части обеспечения ядерной безопасности, компания Холтек выполнила предварительные оценочные расчеты и предложила в тендерном предложении для ОЯТ ВВЭР использовать МЦК-31 для ОТВС ВВЭР-1000 и МЦК-85 для ОТВС ВВЭР-440. Учитывая, что топливо ВВЭР-1000 обладает более высокой реактивностью, в ТЭО представлены оценки, выполненные для МЦК-31. Детальные расчеты эффективного коэффициента размножения нейтронов для ОТВС реакторов ВВЭР-1000 и ВВЭР-440 будут выполнены при разработке ОАБ на стадии проект.

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 26
Ядерная и радиационная безопасность		Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04 Ред. 03

2.4 Предварительные оценки ЯБ МЦК-31

2.4.1 Методология предварительной оценки

В предварительных оценках критичности МЦК-31 использовались расчетные методы и коды, а также подход к формированию расчетной модели МЦК аналогичные тем, которые использованы для расчетов МЦК-32 для ОЯТ США.

При этом в основу были положены требования украинских нормативных документов [15) 3-15) 5], приведенные в разделе 2.1.

Формирование расчетной схемы контейнеров было проведено с учетом предварительного анализа влияния производственных допусков на изготовление компонентов ТВС, а также геометрических характеристик топливной корзины МЦК-31 на размножающие свойства системы. Данный анализ Холтек выполнил с использованием расчетного кода CASMO.

В результате расчетов была определена ТВС с максимальными размножающими способностями, которая «загружается» в контейнер. Дальнейшие расчеты максимального эффективного коэффициента размножения $K_{\text{эфф}}$ выполнены кодом MCNP5.a.

Максимальное значение эффективного коэффициента размножения определено выражением:

$$K_{\text{эфф макс}} = K_{\text{эфф расч}} + 3 \sigma_c + \delta \quad (2.1)$$

где $K_{\text{эфф расч}}$ - расчетный эффективный коэффициент размножения нейтронов;

σ - статистическая погрешность;

δ - погрешность квалификации кода.

Погрешность квалификации кода была определена из тестовых расчетов. Версия кода MCNP5.a находится в стадии верификации. Версия MCNP4 является хорошо верифицированной для топлива ВВЭР. Для нее погрешность квалификации кода лежит в интервале до 0,0027. Можно ожидать, что погрешность квалификации кода MCNP версии 5 (MCNP5) как усовершенствованной версии по сравнению с версией 4 (MCNP4) будет меньше 0,0027. Однако, для расчета $K_{\text{эфф}}$ величина δ для MCNP5 консервативно принята равной 0,003.

2.4.2 Расчетная модель

2.4.2.1 Расчетная модель ТВС

Перед формированием расчетной схемы контейнеров для транспортировки и хранения отработавшего ядерного топлива для анализа ядерной безопасности должен быть проведен предварительный анализ по определению ТВС с максимальными размножающими свойствами. Данный анализ можно выполнять с применением кодов WIMS, CASMO и др. Согласно процедуре обеспечения качества компании Холтек таким кодом является CASMO.

Определение ТВС с максимальными размножающими свойствами проводится путем исследования влияния допусков на изготовление топлива, оболочки, обогащение топлива. Так же исследуется влияние температуры топлива, теплоносителя/замедлителя, выгорания топлива и др. В качестве базового варианта были взяты размеры ТВС ВВЭР без допусков на изготовление и параметры теплоносителя и топлива, приведенные в таблице 2.4.

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 27
Ядерная и радиационная безопасность		Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04 Ред. 03

На основе базового варианта проведены вариационные расчеты, в результате которых были определены параметры ТВС с максимальными размножающими свойствами (см. таблицу 2.4.1). Из ТВС с рассчитанными таким образом параметрами формируется условная загрузка контейнера. Дальнейший анализ ядерной безопасности выполняется для полной загрузки контейнера ТВС с рассчитанными параметрами

Таблица 2.4.1 – Характеристики ОЯТ и ОТВС ВВЭР-1000

Параметр	Размерность	ТВС с максимальными размножающими свойствами	Базовый вариант
Обогащение топлива	%	4,45	4,40
Наружный диаметр оболочки ТВЭЛ	мм	9,05	9,13
Внутренний диаметр	мм	7,72	7,73
Диаметр топливной таблетки	мм	7,6	7,57
Высота топливного столба	мм	3550	3530
Диаметр центрального отверстия	мм	1,2	2,35(1,5)
Материал в центральном отверстии		Газ – He	газ – He
Температура топлива	К	300	1000
Температура теплоносителя	К	300	578,15
Плотность теплоносителя	г/см ³	1	0,72
Содержание борной кислоты в теплоносителе	г/кг	0	6

2.4.2.2 Расчетная модель МЦК-31

Расчетная схема МЦК-31 формировалась с учетом исходных геометрических данных, представленных в таблице 2.4.2

Таблица 2.4.2 – Характеристика МЦК-31

Характеристика	Размерность	Значение
Внутренний радиус обечайки	мм	893
Наружный радиус обечайки	мм	915,5
Внутренний размер ячейки чехла МЦК	мм	241
Толщина стенки ячейки чехла	мм	15
Высота моделируемой системы	мм	3550 (приравнивается высоте топливного столба)
Концентрация ¹⁰ B в материале Метамик	%	3

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 28
Ядерная и радиационная безопасность		Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04
		Ред. 03

МЦК-31 с топливом является составной частью контейнеров HI-STAR, HI-TRAC, HI-STORM и как самостоятельная единица в транспортно-технологических операциях и при хранении не рассматривается. Поэтому анализ ядерной безопасности необходимо проводить не для МЦК-31, а для системы контейнер + загруженная топливом МЦК-31. Однако, в качестве предварительной консервативной оценки ниже приведены расчетная схема и результаты расчетов для отдельной МЦК-31. Для реальной системы контейнер + МЦК, размножающие свойства будут ниже, чем полученные в настоящей оценке для МЦК-31

Граничные условия в расчетной модели задавались как бесконечный водный отражатель на всех поверхностях МЦК-31.

На рисунке 2.4.1 представлена расчетная схема контейнера МЦК-31 с проектной загрузкой ТВС ВВЭР-1000 с максимальными размножающими способностями.

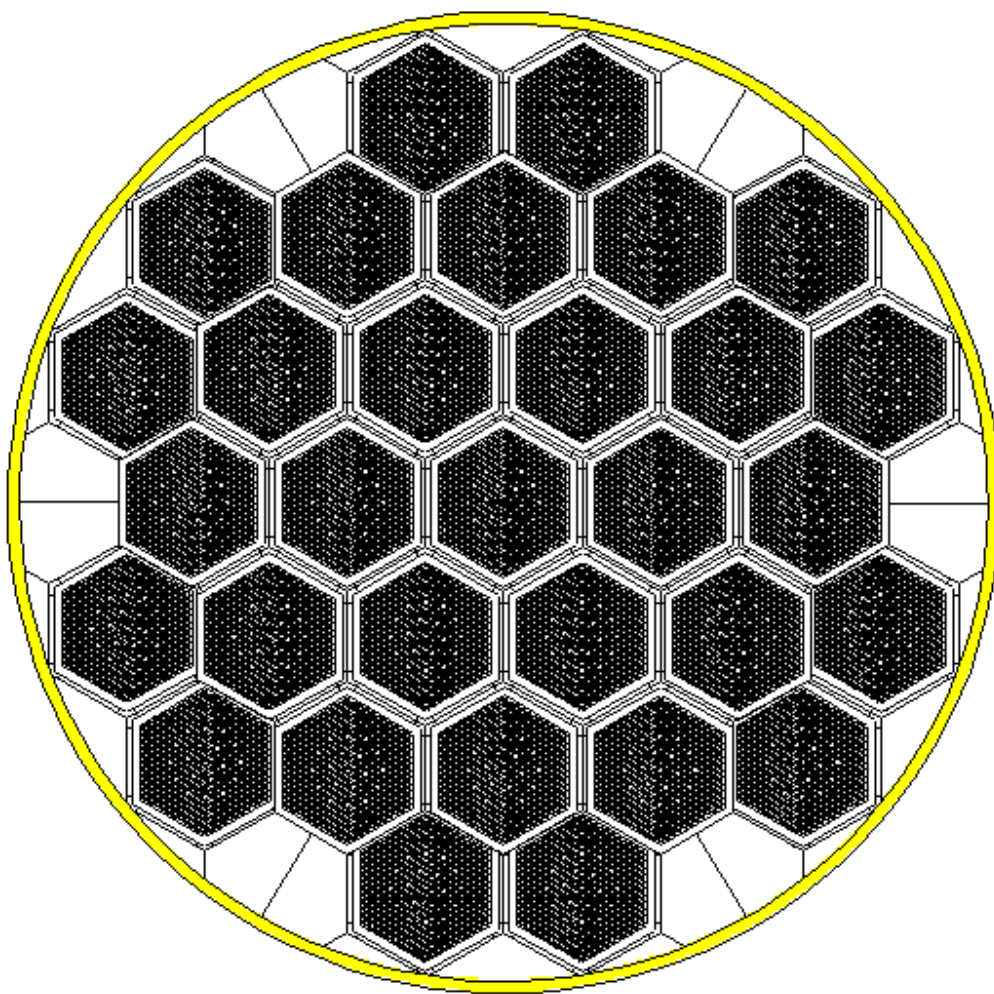


Рисунок 2.4.1 - Расчетная схема МЦК-31

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 29
Ядерная и радиационная безопасность		Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04 Ред. 03

2.4.3 Результаты предварительной оценки

Предварительные оценки критичности были проведены для следующих условий:

- МЦК-31 заполнен ОТВС ВВЭР-1000 с максимальными размножающими свойствами, соответствующими параметрам, приведенным в таблице 2.4.1;
- МЦК-31 полностью заполнен водой с концентрацией борной кислоты 0 г/кг;
- Рассматриваются ТВС со свежим топливом (без учета выгорания);
- В МЦК имеется стационарно закрепленный гетерогенный поглотитель нейтронов Metamic, концентрация ^{10}B в котором составляет 3%;
- Рассматривается различная плотность воды в МЦК-31;
- Рассматривается бесконечный водный отражатель.

Результаты расчета $K_{\text{эфф}}$ для МЦК-31 представлены в таблице 2.6.

Таблица 2.4.3 - Зависимость $K_{\text{эфф}}$ МЦК-31 от плотности воды внутри контейнера

Плотность воды, г/см ³	$K_{\text{эфф расч}}$	Стандартное отклонение (σ)	$K_{\text{эфф макс}} = K_{\text{эфф расч}} + 3 \cdot \sigma + \delta$
0,1	0,39670	0,00030	0,4006
0,2	0,45160	0,00050	0,4561
0,3	0,52850	0,00060	0,5333
0,4	0,60780	0,00070	0,6129
0,5	0,67970	0,00080	0,6851
0,6	0,74490	0,00080	0,7503
0,7	0,80380	0,00070	0,8089
0,8	0,85610	0,00070	0,8612
0,9	0,89970	0,00070	0,9048
1,0	0,93950	0,00090	0,9452

Из приведенных расчетов видно, что требование по ядерной безопасности $K_{\text{эфф}} < 0,95$ для систем хранения и транспортирования ОЯТ в МЦК-31 могут быть выполнены.

Представленная расчетная схема МЦК является предварительной. При конструировании контейнеров и их сертификации в Украине расчетная схема будет уточнена с учетом:

- характеристик реальных ОТВС;
- оптимизации содержания ^{10}B в гетерогенном поглотителе;
- геометрических размеров существующих элементов АЭС, с которыми будут взаимодействовать элементы системы Холтек.

Детальный анализ ядерной безопасности системы Холтек для реального ОЯТ ВВЭР будет представлен в соответствии с действующими НД в Украине на стадии проект.

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 30
Ядерная и радиационная безопасность		Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04 Ред. 03

2.5 Технические решения по обеспечению ядерной безопасности

2.5.1 Решения, связанные с используемыми материалами

В соответствии с требованиями НД наличием поглощающих элементов в ТВС или конструкциях следует пренебречь, если они не закреплены, или если их эффективность снижается в результате исходных событий. Однако в системе HI-STORM предполагается использовать гетерогенный поглотитель Metamic, который стационарно закреплен в конструкции топливного чехла МЦК и который в процессе хранения не снижает своих свойств. Для подтверждения того, что Metamic не теряет своих свойств под воздействием различных факторов, научным институтом при Министерстве энергетики США были выполнены полномасштабные испытания материала и подготовлен специальный отчет. После проведения испытаний материал Metamic начал использоваться в хранилищах мокрого и сухого типа вместо материала типа Boral.

Metamic-НТ представляет собой нейтронный поглотитель, разработанный в середине 1990-х годов с целью применения для ограничения реактивности отработанного топлива при его сухом и мокром хранении. С металлургической точки зрения, Metamic-НТ представляет собой составную металлическую матрицу, выполненную из алюминия 99,5-процентной чистоты, усиленную карбидом бора типа 1 ASTM C-750. Metamic-НТ характеризуется очень малым размером частиц алюминия и пыли карбида бора. Как указывается в патенте, выданном в США компании Metamic Inc, высокие эксплуатационные характеристики и надежность материала Metamic-НТ основываются на распределении его составляющих по мелким частицам, формируемым в металлическую матрицу при помощи технологии порошковой металлургии. Этим достигается высокая и постоянная гомогенность.

При изготовлении материала Metamic-НТ используется две патентованные технологии усиления алюминиевой матрицы. Для первой требуется мелкозернистый алюминий, образующий при прессовании матрицы с очень мелкой структурой (<200 нм). Такая структура достигается методом порошковой металлургии и горячей обработки материала. Вторая технология заключается в распределении очень мелких (наноразмеры) частиц оксида алюминия по алюминиевой матрице. Исследования в области нанотехнологий показали, что очень хорошие механические свойства достигаются при добавлении в алюминий наночастиц (<10 нм). Такие нано частицы выступают в качестве легирующих элементов, заполняющих пустоты в молекулярной кристаллической решетке. Усиленная наночастицами матрица сохраняет свои механические свойства при повышенной температуре. Поскольку оксид алюминия и прочие керамические оксиды крайне инертны по отношению к большинству химических реагентов, механические свойства продукта не меняются при повышенной температуре или радиационных воздействиях и не подвержены сцеплению частиц. Наночастицы оксида алюминия фиксируют межзеренные границы и препятствуют увеличению размеров зерен, тем самым, улучшая термическую стабильность материала. Физические и механические характеристики материала еще более усиливаются карбидом бора. Соответственно, свойства металлической матрицы Metamic-НТ отражают совокупные вклады в ее свойства нано-размерных частиц оксида алюминия, мелких частиц алюминиевой матрицы и включений карбида бора.

До применения материала Metamic в системах Холтек, компания производитель провела комплексные испытания с целью оценки возможности его использования в системах хранения

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 31
Ядерная и радиационная безопасность		Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04 Ред. 03

ОЯТ в инертной среде. При проведении исследований свойств гетерогенного поглотителя нейтронов Metamic в США, оценивалось влияние следующих факторов:

- коррозии;
- гамма-излучения;
- нейтронного излучения;
- воды бассейнов выдержки;
- температуры.

Устойчивость к радиационному воздействию

Для испытаний на устойчивость к радиационным воздействиям, два образца Metamic-НТ были подвергнуты сквозному облучению на испытательном стенде в Университете штата Мериленд. Общее облучение составило: флюенс $8,76 \times 10^{15}/\text{см}^2$ тепловых нейтронов, $6,02 \times 10^{15}/\text{см}^2$ быстрых нейтронов и $1,2 \times 10^7$ рад гамма дозы, что соответствует времени облучения 50 лет. После испытания образцы были проверены на предмет набуханий, вздутий или расслоений. Дефекты такого рода обнаружены не были.

Испытания на устойчивость к облучению подтвердили, что материал Metamic-НТ не меняет своих механических свойств под воздействием нейтронного и гамма-облучения.

Проверка свойства ослабления нейтронного потока для рассмотренных образцов Metamic-НТ показала, что после проведенного облучения концентрация B^{10} изменилась в пределах 1%, т.е. эффективность поглощения нейтронов практически не меняется в течение 50-летнего срока. Учитывая, что со временем значения нейтронного потока будут снижаться, нет оснований считать, что за последующие 50 лет эксплуатации концентрация бора в Metamic будет уменьшена настолько, что будет недостаточна для поддержания подкритичности системы.

На основании проведенных испытаний и расчетов сделан вывод о том, что излучение быстрых нейтронов в типичной МЦК не повлияет на прочность или функциональность поглотителя Metamic на протяжении срока службы 100 лет.

Влияние воды бассейна выдержки

Вода бассейнов выдержки реакторов с водой под давлением является раствором борной кислоты различной концентрации. Таким образом, pH среды в бассейне ниже 7. Metamic рассматривался как композитный материал, состоящий из алюминия и бора.

При испытаниях образцов Metamic, исследовалось их поведение в воде с концентрацией борной кислоты 0,2%. Результаты испытаний показали, что свойства материала не изменяются. Это объясняется тем, что при соприкосновении с воздухом, на поверхности Metamic образуется тонкий слой оксида алюминия. По своим свойствам, оксид алюминия абсолютно инертен в кислой среде.

Влияние температуры

При оценке влияния температуры на свойства Metamic, учитывалось, что конструктивная прочность Metamic, как и других металлов, является функцией температуры. Кроме влияния на прочность было оценено влияние на нейтронопоглощающие свойства материала.

По результатам испытаний было доказано, что нейтронопоглощающие свойства и прочностные свойства Metamic остаются удовлетворительными при максимальной температуре оболочек ТВЭЛ -450°C и выше (до 550°C).

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 32
Ядерная и радиационная безопасность		Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04
		Ред. 03

2.5.2 Технические решения, связанные с и конструкцией МЦК

Загрузка ОТВС в МЦК на энергоблоке производится аналогично существующей системе перегрузки ОЯТ. Технические решения по обеспечению ядерной безопасности при хранении ОТВС в БВ и перегрузке ОТВС в контейнер описаны в ОАБ каждого конкретного энергоблока и, в связи с тем, что используются существующие решения, в рамках данного ТЭО не рассматриваются. На последующих стадиях проектирования, при разработке ОАБ ЦХОЯТ, существующие решения по обеспечению ядерной безопасности будут описаны.

Для обеспечения ядерной безопасности при перегрузке ОЯТ, предложены конструктивные технические решения, учитывающие специфику технологии хранения ОЯТ в ЦХОЯТ. Основным элементом технологии хранения Холтек является многоцелевой контейнер (МЦК), конструкция которого обеспечивает ядерную безопасность при хранении ОЯТ.

МЦК состоит из герметичного корпуса и топливного чехла. Общий вид МЦК представлен на рисунке 2.5.1 Корпус представляет собой двухслойный цилиндрический сосуд из коррозионностойкой аустенитной стали с двумя днищами, крышкой и герметизирующим кольцом, спроектированный в соответствии с требованиями ASME, раздел III, подраздел NB (Класс 1). Цилиндрический сосуд МЦК выполнен из двух прокатанных листа, при этом продольные швы сварки обечаек не совпадают (рисунок 2.5.2). Внутренний слой цилиндрического сосуда, внутреннее днище и крышка образуют первый барьер герметичности. Внешний слой цилиндрического сосуда, внешнее днище и герметизирующее кольцо образуют второй барьер герметичности. Оболочка ТВЭЛ при проектировании МЦК не рассматривалась как барьер герметичности. МЦК является сварным сосудом под давлением, отвечающим требованиям по пределам перегрузок стандартов ASME по котлам и сосудам под давлением, Раздел III, Подраздел NB. Геометрические характеристики барьеров герметичности приведены на рисунке 2.5.3.

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 33
Ядерная и радиационная безопасность		Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04
		Ред. 03

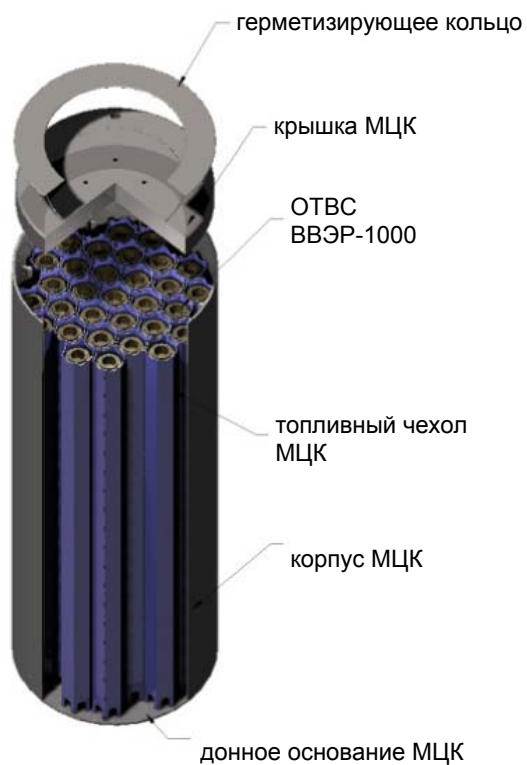


Рисунок 2.5.1 – Общий вид МЦК

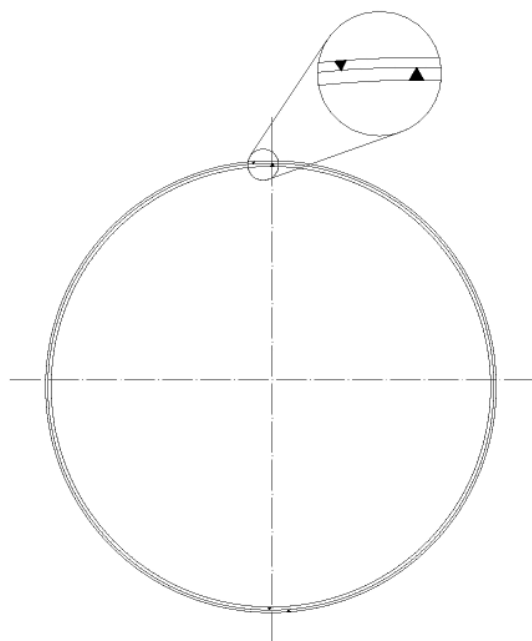


Рисунок 2.5.2– Расположение продольных швов МЦК

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 34
Ядерная и радиационная безопасность		Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04
		Ред. 03

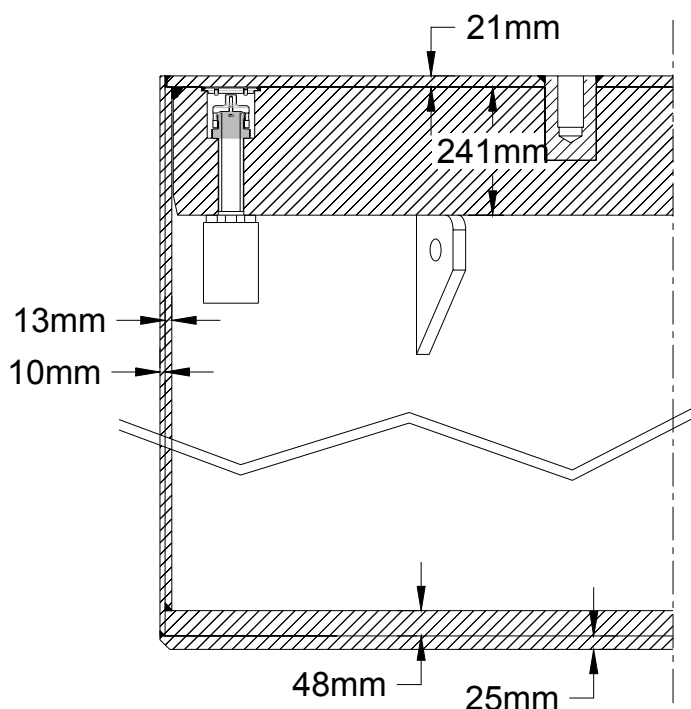


Рисунок 2.5.3 – Геометрические размеры барьеров герметичности МЦК

Топливный чехол внутри МЦК имеет сотовую структуру, образующую шестигранные ячейки для хранения топлива. Стенки любой ячейки в топливном чехле структурно соединены со стенками соседних ячеек. Топливные чехлы МЦК спроектированы и испытаны на соответствие требованиям по пределу перегрузок в соответствии с Разделом III, Подразделом NG стандартов ASME.

Конструктивной особенностью топливного чехла МЦК является наличие гетерогенного поглотителя нейтронов. Шестигранные соседние ячейки топливного чехла соединены таким образом, что между двумя ОТВС в топливном чехле располагаются: два листа из коррозионностойкой стали и гетерогенный поглотитель Metamic.

Топливный чехол МЦК сконструирован таким образом, чтобы полностью использовать высокую теплопроводность материала Metamic (в шесть раз выше, чем у стали) и конвективный отвод тепла, который осуществляется сжатым инертным газом по принципу так называемого эффекта термосифона (при обосновании безопасности эффект термосифона не учитывается).

2.6 Технические решения, связанные с условиями хранения

Кроме конструктивных особенностей МЦК для обеспечения ядерной безопасности при хранении, МЦК после заполнения осушается и заполняется инертным газом (гелием) под давлением $4,2 \text{ кгс/см}^2$. При нормальных условиях эксплуатации, при тепловой нагрузке внутри МЦК 38 кВт, в

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 35
Ядерная и радиационная безопасность	Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04	
	Ред. 03	

МЦК создается максимальное давление 7 кгс/см^2 . После герметизации крышки и герметизирующего кольца в процессе подготовки МЦК к хранению осуществляется проверка на герметичность сварных швов гелиевым течеискателем. В соответствии с нормами США нормативная утечка гелия $5 \cdot 10^{-6} \text{ атм-см}^3/\text{с}$ гарантирует, что вероятность потери герметичности МЦК в процессе хранения не превысит $3,71 \cdot 10^{-12}$ утечек на сварной шов.

При изготовлении МЦК, все сварные швы проходят 100% радиографию. Каждый барьер проходит проверку на утечку с помощью гелиевого течеискателя. Контроль приварки днищ и продольных швов производится при изготовлении МЦК, контроль сварных швов верхних крышек МЦК производится после установки в МЦК ОТВС. Барьеры герметичности в местах приварки днища представлены на рисунке 2.5.4. Барьеры герметичности в местах приварки крышек МЦК представлены на рисунке 2.5.5.

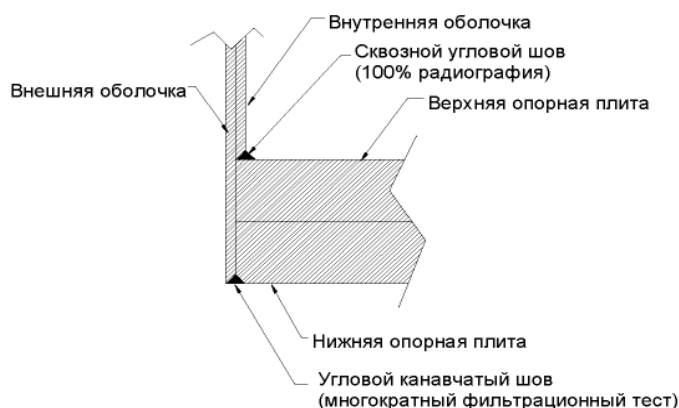


Рисунок 2.5.4 – Барьеры герметичности днища МЦК

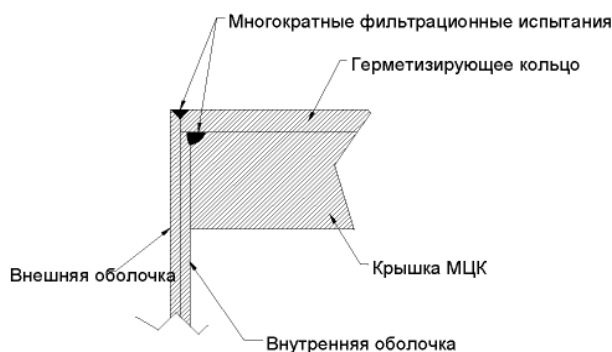


Рисунок 2.5.5 – Барьеры герметичности верхней крышки МЦК

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 36
Ядерная и радиационная безопасность		Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04 Ред. 03

2.6.1 Технические решения, связанные с хранением поврежденных ОТВС

МЦК предназначен как для герметичных ОТВС, так и для поврежденных ОТВС.

Поврежденные ОТВС идентифицируются до начала транспортировки и могут быть разделены на два типа: обломки (которые требуют специального обращения), и сборки, в основном сохранившие целостность (с которыми можно обращаться обычными средствами).

ОТВС, сохранившие целостность, могут следовать обычной схеме обращения, но будут помещены в одну из ячеек, оборудованную трубкой для поврежденного топлива.

Трубка для поврежденного топлива предназначена для размещения в ней любых компонентов топливныхборок. Она имеет тонкие стенки из коррозионностойкой стали и съемную верхнюю крышку. На концах трубки установлены мелкие сита, которые могут удерживать любые фрагменты ОТВС, но при этом не препятствуют откачке воды и циркуляции гелия. Съемная крышка позволяет закрыть и поднять трубку для поврежденного топлива. Эти трубки будут устанавливаться в МЦК до установки МЦК в БВ. Крышка трубки для поврежденного топлива устанавливается на трубку после ее заполнения с использованием дистанционных манипуляторов. В МЦК-31 можно установить до 12 трубок для поврежденного топлива по внешнему периметру. Ячейки топливного чехла МЦК для трубок с поврежденным топливом имеют большие размеры, чем ячейки для герметичных ОТВС, вследствие чего, общее количество ОТВС, устанавливаемых МЦК-31 с учетом поврежденных ОТВС сократиться до 24 штук. Аналогично для МЦК-85 общее количество ОТВС в МЦК сократиться до 78 штук.

На рисунке 2.5.6 показана трубка для поврежденного топлива, помещенная в одну из периферийных ячеек МЦК-31, специально предназначенную для поврежденного топлива. Технические характеристики контейнеров для поврежденного топлива представлены в таблице 2.5.1.

Таблица 2.5.1 - Технические характеристики МЦК для поврежденного топлива мм

Характеристика	Значение
МЦК-31 (ВВЭР-1000)	
Внутренний размер между гранями шестигранника	241
Внешний размер между гранями шестигранника	244
Высота ячейки	4695
<i>Ячейки под трубки с поврежденным топливом (МЦК-31)</i>	
Количество на МЦК, шт	до 12
Внутренний размер между гранями шестигранника	248
Высота ячейки	4699
МЦК-85 (ВВЭР-440)	
Внутренний размер между гранями шестигранника	150
Внешний размер между гранями шестигранника	154
Высота ячейки	3356

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 37
Ядерная и радиационная безопасность		Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04 Ред. 03

Характеристика	Значение
<i>Ячейки под трубки с поврежденным топливом (МЦК-85)</i>	
Количество на МЦК, шт	до 24
Внутренний размер между гранями шестигранника	158,75
Высота ячейки	3385

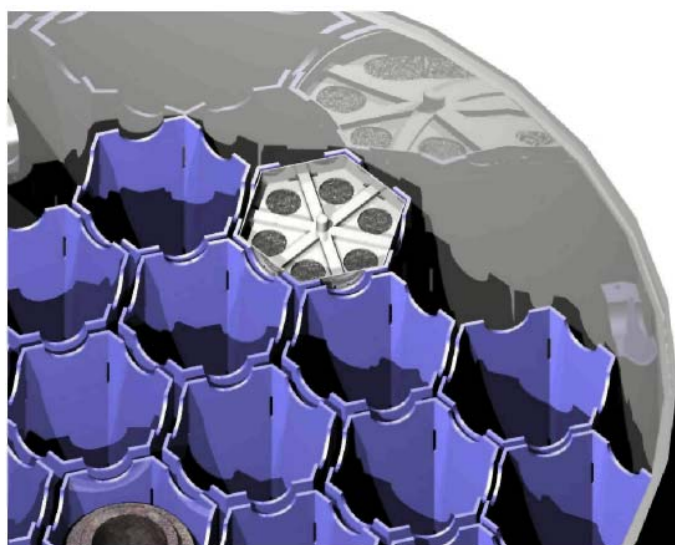


Рисунок 2.5.6 – Трубка для поврежденного топлива

2.6.2 Технические решения при транспортировке

Транспортировка МЦК с АЭС на ЦХОЯТ осуществляется в транспортном контейнере HI-STAR. Ядерная безопасность при транспортировке обеспечивается техническими решениями для МЦК. Контейнер HI-STAR обеспечивает необходимые условия для защиты МЦК при нормальных и аварийных условиях транспортировки в соответствии с требованиями по безопасности в США и на следующих стадиях будет сертифицирован в соответствии с требованиями ПБТРМ-2006 [6].

При транспортировке МЦК с АЭС в ЦХОЯТ в вагон-контейнере, HI-STAR с МЦК располагаются в горизонтальном положении, при этом на крышку и днище контейнера HI-STAR устанавливаются специальные демпфирующие устройства для защиты контейнера при авариях.

Для оценки эффективности теплоотвода от ОЯТ в контейнере HI-STAR с целью подтверждения возможности транспортировки HI-STAR в горизонтальном положении и обеспечения температуры стенки ТВЭЛ в соответствии с нормативными требованиями Украины, компанией Холтек был выполнен анализ эффективности теплоотвода. В расчетах оценивался теплоотвод системы HI-STAR в радиальном направлении для среднего сечения. В результате расчета была получена температура стенки ТВЭЛ. В расчетах использовался классический метод расчета теплопередачи, учитывающий следующие механизмы теплоотвода:

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 38
Ядерная и радиационная безопасность		Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04 Ред. 03

- теплоотвод от внешней поверхности контейнера за счет естественной турбулентной конвекции;
- теплопередача за счет теплопроводности твердых и газообразных материалов, из которых состоит МЦК, контейнер или которые содержит МЦК и контейнер;
- теплопередача за счет теплового излучения между парами поверхность-поверхность и поверхность – окружающая среда.

В расчетах приняты следующие граничные условия:

- в расчетной модели рассматривается сечение HI-STAR с наибольшим сечением тепловыделения;
- в расчетной модели не учитывается термосифонный эффект;
- в расчетах использованы наименьшие значения коэффициентов теплопроводности конструкционных материалов;
- в расчетах не учитывается аксиальный теплоотвод (через верхнюю и нижнюю поверхность МЦК и HI-STAR);
- в расчетах предполагается равномерный нагрев поверхности контейнера HI-STAR за счет солнечной инсоляции;
- в расчетной модели предполагается наличие кругового зазора по диаметру между цилиндрическими оболочками HI-STAR и МЦК (реально стенки HI-STAR и МЦК состоят из слоев, плотно прилегающих друг к другу);
- в расчете предполагается максимальное тепловыделения от ОЯТ в МЦК – 30 кВт, а коэффициент аксиальной неравномерности тепловыделений составляет 1,1.

В результате выполненного анализа, расчетная температура стенки ТВЭЛ составляет 340°C, что ниже регламентируемой температуры стенки ТВЭЛ при нормальных условиях эксплуатации (350°C). Данное расчетное значение получено для ТВЭЛ ОТВС, расположенных по центру МЦК, которые находятся в наихудших температурных условиях по сравнению с периферийными ОТВС. Таким образом, предполагается, что температуры стенок ТВЭЛ ОТВС, расположенных по периферии будет ниже, чем 340 °C.

При сертификации контейнера HI-STAR в Украине в соответствии с требованиями ПБТРМ-2006[6], будут выполнены детальные расчеты для ОТВС ВВЭР-440 и ОТВС ВВЭР-1000.

2.6.3 Технические решения в здание приемки в ЦХОЯТ

В здании приемки технические решения, связанные с обеспечением ядерной безопасности, направлены на уменьшение вероятности механического повреждения МЦК и исключения доступа воды к ОТВС в случае аварийной разгерметизации МЦК. Это связано с тем, что ядерная безопасность в первую очередь обеспечивается средствами МЦК.

Для уменьшения вероятности механического повреждения МЦК в здании приемки предполагается использовать оборудование в сейсмостойком исполнении и с повышенными показателями надежности. Кроме того, проектными решениями обеспечивается обращение с МЦК только в пределах перегрузочного бокса, что исключает падение МЦК с разрушением барьеров, а также предусматривается исполнение здания приемки по 1 категории безопасности в соответствии с ПИН АЭ-5.6 [7].

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 39
Ядерная и радиационная безопасность		Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04
		Ред. 03

Для исключения возможности контакта ОТВС с водой в случае гипотетического события с нарушением барьеров герметичности, в транспортно-технологическом коридоре и приемном боксе отсутствует подвод воды. Кроме того, проектными решениями исключено, что вода может попасть в перегрузочный бокс из соседних помещений.

При проектировании противопожарной защиты в данных помещениях вода не используется.

На протяжении всей технологической цепочки в здании приемки обеспечивается, как минимум, два инженерных барьера, препятствующие попаданию воды к ОТВС: герметичный корпус МЦК, корпус контейнера либо HI-STAR, либо HI-TRAC, либо HI-STORM.

Осуществляется дистанционное наблюдение за всеми операциями технологического процесса и контроль нейтронного излучения в транспортно-технологическом коридоре, где осуществляются операции по приемке и перегрузке МЦК.

2.6.4 Технические решения на площадке хранения в ЦХОЯТ

Основным элементом, обеспечивающим ядерную безопасность при хранении ОЯТ на площадке хранения, является МЦК. Основные технические решения по обеспечению ядерной безопасности на площадке хранения направлены на:

- обеспечение защиты МЦК от внешних факторов природной окружающей среды;
- обеспечение защиты МЦК от внешних техногенных факторов окружающей среды, включая диверсии;
- изоляция по нейтронному взаимодействию МЦК друг с другом;
- обеспечение достаточного теплоотвода от МЦК.

Для обеспечения ядерной безопасности при хранении ОЯТ предложены следующие технические решения:

- для хранения МЦК используется защитный контейнер HI-STORM, конструкция которого рассчитана на экстремальные воздействия, вплоть до падения самолета. При этом, конструкция контейнера и, соответственно, МЦК остаются неповрежденными;
- контейнеры HI-STORM на площадке хранения располагаются с шагом не менее 7000 мм, обеспечивающим исключение взаимного нейтронного влияния двух соседних МЦК;
- для исключения затопления площадки хранения предусматривается система дождевой канализации, рассчитанная на отвод стока от максимального суточного количества осадков в районе расположения ЦХОЯТ;
- стационарный непрерывный контроль температуры на входе и выходе вентиляционных каналов HI-STORM, отражающих состояние теплоотдачи МЦК, и соответственно ОТВС;
- выбрана площадка (том 1 часть 5 ТЭО) для сооружения ЦХОЯТ с низким уровнем и амплитудой колебания уровня грунтовых вод, что исключает исходное событие аварии с подтоплением площадки и, соответственно, попадания воды к МЦК через вентиляционные каналы HI-STORM;
- выбрана площадка (том 1 часть 5 ТЭО) для сооружения ЦХОЯТ, расположенная вдали от водоемов и рек, что исключает исходное событие аварии с затоплением площадки и, соответственно попадания воды к МЦК через вентиляционные каналы HI-STORM;

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 40
Ядерная и радиационная безопасность		Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04 Ред. 03

- проектными решениями площадка хранения внутри охраняемого периметра ЦХОЯТ выделена в особо важную зону, куда доступ персонала, не имеющего разрешения, запрещен;
- предусматриваются регламентные обходы персоналом ЦХОЯТ площадки хранения для выявления возможной закупорки вентиляционных каналов HI-STORM и своевременной их очистки;
- при проектировании площадки хранения использованы негорючие материалы для исключения такого исходного события, как пожар.

Стационарный температурный контроль на входе и выходе вентиляционных каналов позволяет контролировать возможную утечку гелия из МЦК. Для МЦК-32, при лицензировании системы в США, была выполнена оценка эффективности такого контроля. МЦК был заполнен гелием под давлением $4,2 \text{ кгс/см}^2$, при тепловой нагрузке МЦК -38 кВт, давление газа внутри достигло примерно 7 кгс/см^2 . При этом, максимальная температура оболочки ТВЭЛ составляла 358°C . При утечке гелия из МЦК, падение давления на каждые $0,069 \text{ кгс/см}^2$ вызвало повышение максимальной температуры топлива примерно на два градуса. Номинальный объем газа в МЦК составляет $10,5 \text{ м}^3$, т.е. утечка гелия в объеме $0,1 \text{ м}^3$ будет соответствовать повышению максимальной температуры оболочки ТВЭЛ на 2°C . Таким образом, учитывая наличие стационарной системы контроля температуры, имеется достаточно времени для проведения мероприятий по удалению аварийной МЦК до того момента, когда температура оболочки ТВЭЛ достигнет максимального предела для аварии (570°C по условиям регулирующего органа США).

На стадии проект будут выполнены все необходимые обоснования того, что принятые решения обеспечат температуру стенки ТВЭЛ не более 350°C при нормальных условиях эксплуатации.

Контроль температура воздуха на выходе из вентиляционных отверстий HI-STORM осуществляется из ЦЦУ в здании приемки с постоянным присутствием персонала.

2.6.5 Технические решения при внутриплощадочной транспортировке

Внутриплощадочная транспортировка ОЯТ осуществляется гусеничным транспортером, при этом, транспортируется контейнер HI-STORM, внутри которого находится МЦК с ОТВС. Основным элементом, обеспечивающим ядерную безопасность при транспортировке ОЯТ транспортером, является HI-STORM. Основные технические решения по обеспечению ядерной безопасности при внутриплощадочной транспортировке направлены на обеспечение защиты HI-STORM от механических повреждений при транспортировке.

Для обеспечения ядерной безопасности при внутриплощадочной транспортировке ОЯТ предложены следующие технические решения:

- транспортер за один рейс перевозит только один контейнер HI-STORM с МЦК, т.е. количество транспортируемого ядерного материала ограничивается конструкцией используемого оборудования;
- в конструкции транспортера и на пути следования транспортера не предполагается применение воды, что исключает гипотетическую возможность контакта воды с ОТВС;
- конструкция транспортера обеспечивает подъем контейнера на высоту не более 28 см, что исключает повреждение HI-STORM при падении во время транспортировки (HI-STORM рассчитан на падение с высоты 28 см без повреждения контейнера и содержимого);

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 41
Ядерная и радиационная безопасность	Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04	
	Ред. 03	

- генеральный план площадки спроектирован таким образом, чтобы сократить путь движения транспортера с HI-STORM от здания приемки на площадку хранения и исключить пересечение путей движения загруженного транспортера и других грузов на промплощадке ЦХОЯТ, что уменьшает вероятность возникновения аварийных ситуаций при транспортировке;
- конструкция транспортера исключает движение на высоких скоростях, что исключает возможные ошибки персонала по регламенту движения транспортера, и, соответственно уменьшается вероятность падения контейнера в процессе транспортировки.

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 42
Ядерная и радиационная безопасность		Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04
		Ред. 03

3 РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ

3.1 Основные принципы и критерии обеспечения радиационной безопасности

Радиационная безопасность (РБ) и противорадиационная защита по отношению к практической деятельности, согласно определениям, данным в [8], строятся с использованием следующих принципов (принципов ALARA):

- **принципа оправданности**, согласно которому любая практическая деятельность, сопровождаемая облучением людей, не должна осуществляться, если она не приносит большей пользы облучаемым лицам или обществу в целом по сравнению с вредом, который она причиняет;

- **принципа оптимизации**, согласно которому уровни индивидуальных доз и/или количество облученных лиц по отношению к каждому источнику излучения должны быть настолько низкими, насколько это может быть достигнуто с учетом экономических и социальных факторов.

- **принципа непревышения**, согласно которому уровни облучения от всех значимых видов практической деятельности не должны превышать установленные пределы доз.

При условии контроля годового поступления радионуклидов и суммы доз внешнего облучения от всех промышленных источников излучения, пределы доз не будут превышены, если одновременно выполняются следующие неравенства [8]:

$$\begin{aligned}
 \frac{E_{ext}}{ПД_E} + \sum_i \frac{I_i^{inhal}}{ДП_i^{inhal}} &\leq 1, \\
 \frac{H_{lens}}{ПД_{lens}} &\leq 1, \\
 \frac{H_{skin}}{ПД_{skin}} &\leq 1, \\
 \frac{H_{extrim}}{ПД_{extrim}} &\leq 1,
 \end{aligned}
 \tag{3.1}$$

где E_{ext} – эффективная доза внешнего облучения;

$ПД_E$ – предел эффективной дозы для категории облученных лиц, которая рассматривается;

I_i^{inhal} – годовое ингаляционное поступление i-го радионуклида;

$ДП_i^{inhal}$ – допустимое поступление через органы дыхания для i-го радионуклида и рассматриваемой категории облученных лиц;

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 43
Ядерная и радиационная безопасность		Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04 Ред. 03

- H_{lens} - годовая эквивалентная доза в глазном хрусталике;
 $ПД_{lens}$ - предел эквивалентной дозы для глазного хрусталика;
 H_{skin} - годовая эквивалентная доза в коже;
 $ПД_{skin}$ - предел эквивалентной дозы для кожи;
 H_{extrim} - годовая эквивалентная доза в кистях и стопах;
 $ПД_{extrim}$ - предел эквивалентной дозы для кистей и стоп.

В качестве основных критериев обеспечения радиационной безопасности используются установленные нормативными документами радиационно-гигиенические регламенты.

В соответствии с НРБУ-97 [8] устанавливаются следующие категории облучаемых лиц:

- категория А (персонал) – лица, постоянно или временно работающие непосредственно с источниками ионизирующих излучений;
- категория Б (персонал) – лица, непосредственно не занятые работой с источниками ионизирующих излучений, но в связи с расположением рабочих мест в помещениях и на промышленных площадках объектов с радиационно-ядерными технологиями могут получать дополнительное облучение;
- категория В – все население.

К персоналу категории А в ЦХОЯТ относится строительный персонал, персонал, который работает непосредственно на территории промплощадки ЦХОЯТ, а также участвует в процессе загрузки ОТВС, подготовки МЦК к хранению и транспортировке ОЯТ с АЭС на ЦХОЯТ.

К персоналу категории Б в ЦХОЯТ относится персонал других объектов в зоне отчуждения, который может находиться за пределами охранного периметра ЦХОЯТ, а также персонал бетонного завода, расположенного на территории стройдвора.

К категории В относится население, проживающее за пределами зоны отчуждения и безусловного отселения ЧАЭС.

Значения пределов эффективной и эквивалентной доз для персонала категорий А и Б и значения допустимых уровней годового поступления значимых радионуклидов через органы дыхания, также как допустимой концентрации радионуклидов в воздухе рабочей зоны для персонала категории А регламентируются НРБУ-97.

Также для персонала категории А НРБУ устанавливает допустимые уровни облучения кожи бета частицами (допустимая плотность потока и удельная максимальная эквивалентная доза), а также допустимые уровни радиоактивного загрязнения рабочих поверхностей, кожи (на протяжении рабочей смены), спецодежды и средств индивидуальной защиты альфа и бета излучающими нуклидами.

На стадии проект, в соответствии с требованиями ОСПУ-2005 [10], будут рассчитаны проектные контрольные уровни для ЦХОЯТ на основании параметров радиационной обстановки.

При разработке мероприятий по обеспечению РБ будут учитываться требования [8,10] к проектированию защиты от внешнего облучения персонала, включая защиту помещений, посещаемых персоналом периодически или при проведении ремонтных работ, с коэффициентом

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 44
Ядерная и радиационная безопасность		Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04 Ред. 03

запаса 2 по годовой эффективной и эквивалентной дозам текущего и потенциального облучения.

При выполнении проекта ЦХОЯТ в разделах, связанных с решениями по обеспечению РБ, будут приведены расчетные оценки вероятностей критических событий и обусловленных ими доз потенциального облучения с обоснованием и описанием процедур обеспечения РБ, а также обоснованием мероприятий, снижающих эти вероятности и дозы до регламентируемых значений.

Референтные вероятности критических событий, связанные с потенциальным облучением от источников первой группы, приведены в [9].

Значения референтных рисков потенциального облучения, не превышающие уровня приемлемости, устанавливаются в [9] и составляют $2 \cdot 10^{-4}$ год⁻¹ для персонала и $5 \cdot 10^{-5}$ год⁻¹ для населения. Величина «пренебрежимого» риска составляет $5 \cdot 10^{-7}$ год⁻¹.

В проекте будут рассмотрены все возможные исходные события, в том числе отказ сооружения, системы или элемента; внешние события, которые приводят к таким отказам; ошибки персонала. Для каждого отобранного по результатам предварительного анализа исходного события, будут разработаны возможные сценарии развития аварии, а также указаны сценарии, которые приводят к наиболее тяжелым последствиям. Для каждого сценария развития аварии будут приведены расчеты возможных последствий аварии для персонала и окружающей среды. Будут приведены оценки ожидаемого выхода радиоактивных веществ и/или ионизирующего излучения за пределы ЦХОЯТ, в том числе выбросы и сбросы в окружающую среду.

На основании результатов проведенного анализа будет определен комплекс организационных и технических мероприятий для предотвращения потенциальных аварий и/или смягчения их последствий.

Строительство ЦХОЯТ будет осуществляться на территории зоны отчуждения ЧАЭС, загрязненной радионуклидами после аварии 26 апреля 1986 г. На данной территории действуют контрольные уровни ГН 6.6.1. 076-01 [11], которые необходимо учитывать при планировании мероприятий, связанных со строительством и эксплуатацией ЦХОЯТ.

На стадии ТЭО, при описании технологии обращения с ОТВС, радиационных характеристик применяемых контейнеров, исходных событий проектных и запроектных аварий, доз облучения персонала использованы данные компании Холтек, владельца технологии хранения ОЯТ в ЦХОЯТ. Данные, предоставленные компанией Холтек, содержатся в окончательном отчете по анализу безопасности системы HI-STORM [31], подготовленном компанией Холтек при лицензировании системы в США. Система HI-STORM лицензирована в США для топлива, аналогичного по своим свойствам топливу реакторов ВВЭР. Анализ соответствия ОЯТ США и ОЯТ реакторов ВВЭР приведен в подразделе 3.4.1.1.

3.2 Общий подход по обеспечению РБ

Деятельность по обеспечению радиационной безопасности на всех этапах функционирования ЦХОЯТ сводится к обеспечению безопасности при нормальной эксплуатации и при авариях.

Соблюдение принципов РБ достигается выбором оптимальных технических решений и проведением на всех этапах жизненного цикла ЦХОЯТ (строительство, ввод в эксплуатацию,

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 45
Ядерная и радиационная безопасность		Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04 Ред. 03

эксплуатация и снятие из эксплуатации) комплекса мероприятий по противорадиационной защите. Условно все мероприятия можно разделить на следующие группы:

- организационные;
- радиационно-гигиенические;
- технические.

Для каждого этапа жизненного цикла ЦХОЯТ перечень конкретных мероприятий разрабатывается и регламентируется:

- проектной документацией, включая проект организации строительства, инструкциями и положениями Зоны отчуждения – этап строительства ЦХОЯТ;
- программой ввода в эксплуатацию, программами пуско-наладочных работ, инструкциями и положениями Зоны отчуждения – этап ввода в эксплуатацию ЦХОЯТ;
- эксплуатационно-технической документацией и технологическим регламентом ЦХОЯТ, а также инструкцией по обращению с РАО Зоны отчуждения – этап эксплуатации;
- проектом снятия с эксплуатации ЦХОЯТ, инструкциями и положениями Зоны отчуждения – этап снятия из эксплуатации.

Следует отметить, что применение ряда защитных мероприятий (например, экранирование, дезактивация, пылеподавление и пр.) не всегда оправдано. Применение этих мероприятий должно определяться для каждого конкретного случая и базироваться на основе принципа оптимизации [8].

Принципиальная схема организации противорадиационной защиты представлена на рисунке 3.2.1.

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 46
Ядерная и радиационная безопасность		Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04
		Ред. 03

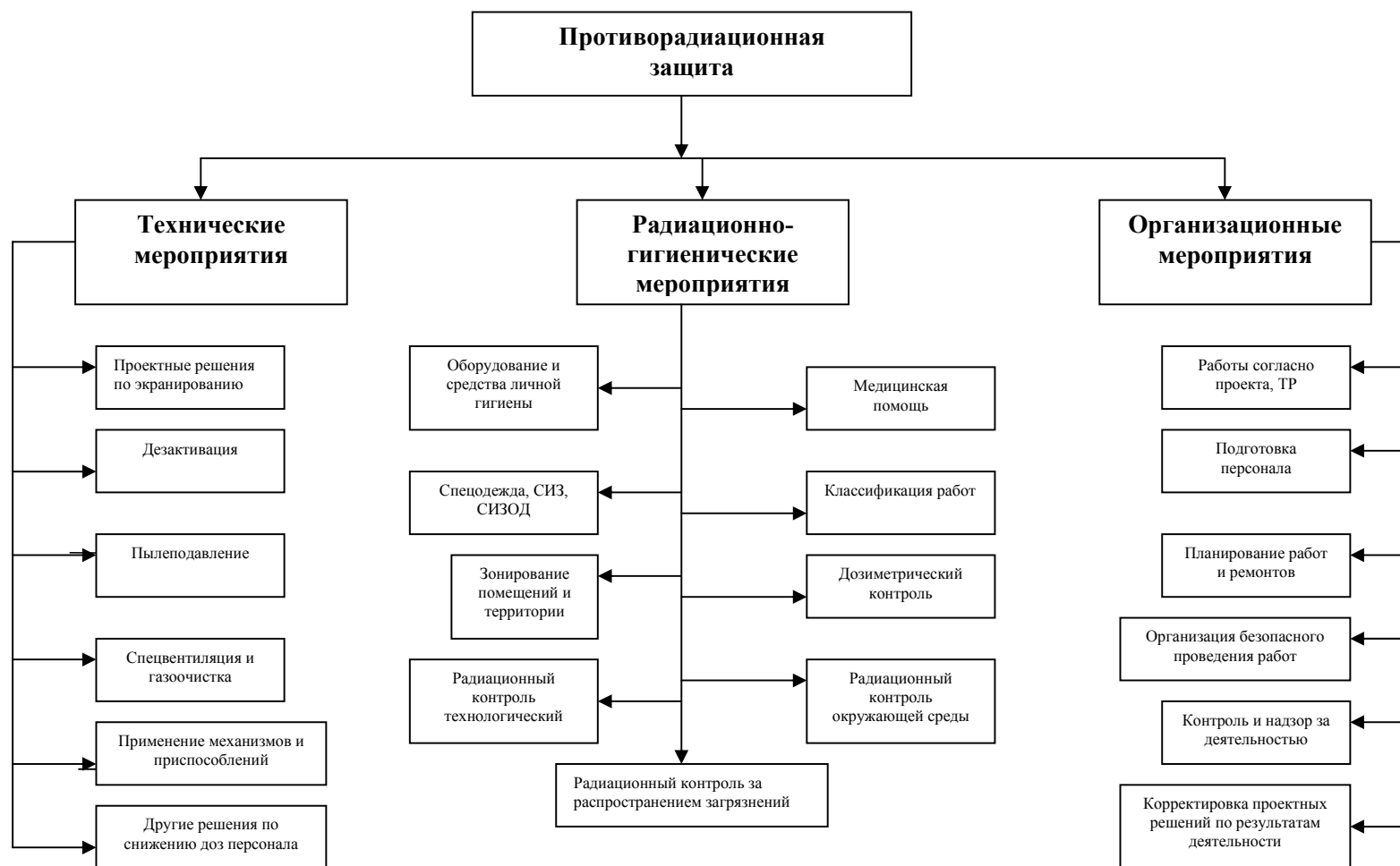


Рисунок 3.2.1 – Принципиальная схема радиационной защиты ЦХОЯТ

ОАО КИЭП	Хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 47
Ядерная и радиационная безопасность		Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04
		Ред. 03

Потенциальное облучение персонала (населения) реализуется непосредственно после некоторого непредусмотренного нормальным технологическим процессом критического события (КС), частного критического события (ЧКС), вероятность возникновения которого не превышает $1 \cdot 10^{-2}$ год⁻¹.

В соответствии с [9], в качестве исходных рассматриваются следующие виды событий:

- отказ эксплуатируемых сооружений, систем или элементов, или отказы технических средств, используемых при проведении работ;
- внешние события, которые приводят к отказам вышеупомянутых сооружений, систем, элементов или технических средств;
- ошибки персонала, выполняющего работы.

Таким образом, рассматриваются следующие ИС (отказы):

- внешние события природного характера:
 - землетрясение (МРЗ);
 - аномальные погодные условия (снег, ветер, смерч, ливневые осадки и др.);
 - молния;
 - наводнение;
 - затопление грунтовыми водами;
 - оседание почвы.
- внешние события техногенного характера:
 - пожар;
 - взрыв;
 - затопление;
 - потеря электропитания;
 - падение летательного аппарата.
- внутренние события:
 - отказы конструктивных элементов системы (блоков, узлов, или системы в целом), поломки (разрушения) стационарных конструкций;
 - отказы, связанные с непланируемыми процессами в материалах;
 - отказы, связанные с нарушениями в системе противорадиационной защиты, включая поломки пассивных и активных элементов барьерных конструкций;
 - отказы, поломки пассивных и активных элементов информационно-предупреждающих систем;
 - затопление,
 - пожар,
 - взрыв.
- ошибки персонала.

Обоснование полноты перечня исходных событий проектных и запроектных аварий было выполнено при выполнении Окончательного отчета по анализу безопасности для HI-STORM [31], подготовленного для получения лицензии на систему HI-STORM в соответствии с требованиями 10CFR72 [25] и в формате требований NUREG-1536 [26]. Анализ безопасности в соответствии с требованиями НП 306.2.105-2004 [3] для ЦХОЯТ будет выполнен на стадии проектирования.

ОАО КИЭП	Хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 48
Ядерная и радиационная безопасность		Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04
		Ред. 03

Учитывая, что при описании аварийных ситуаций и аварий при эксплуатации ЦХОЯТ, используются данные компании Холтек, в перечне принятых терминов приведены определения аномальных событий, проектных аварий и запроектных аварий, применяемых в ОАБ системы HI-STORM [31] при лицензировании ее в США. Определения терминов приведены в соответствии со стандартом "Проектные критерии для самостоятельных хранилищ отработавшего ядерного топлива (сухого типа)" ANSI/ANS-57.9-1992 [28] .

3.3 Радиационная безопасность при строительстве

3.3.1 Радиационная обстановка и источники радиационного воздействия

При строительстве ЦХОЯТ радиационное воздействие на персонал связано, прежде всего, с предварительной подготовкой строительной площадки, территория которой относится к категории радиационно-загрязненных земель. При подготовке строительной площадки, предполагается выполнение следующих работ:

- устройство противопожарных полос по периметру площадки строительства, занятой лесом;
- удаление лесной растительности, включающее в себя валку деревьев и удаление подлеска, трелевку срубленной древесины и раскорчевку пней;
- снятие верхнего (растительного) слоя на глубину 0,5 м и планировка поверхности территории площадки;
- планировка территории под строительство подъездной автодороги к строительной площадке;
- строительство подъездного железнодорожного пути от станции «Шепеличи» к строительной площадке.

В ходе выполнения этих работ возможно кратковременное повышение объемной концентрации РН в приземном слое атмосферы за счет подъема пыли, что приведет к облучению персонала строителей и дополнительному поверхностному загрязнению смежных территорий, в том числе - автомобильных дорог и расположенных вблизи объектов, прежде всего ЦПЗ "Вектор". Учитывая то, что вся прилегающая территория является радиоактивно загрязненной в той же степени, что и участки проведения земляных работ, существенного дополнительного загрязнения этой территории не произойдет. В связи с тем, что основной объем строительных работ будет выполняться на уже дезактивированной площадке для строительства, то дальнейшее радиационное воздействие при строительстве не предполагается. Под дезактивацией площадки строительства до выполнения основного объема строительных работ понимается весь комплекс работ по подготовке площадки, которые в том числе предусматривают снятие грунта с целью создания планировочной отметки площадки ЦХОЯТ.

Необходимо отметить, что планируемая железнодорожная ветка от ж.д. станции Шепеличи (восточнее села Буряковка) протяженностью 6,4 км пересекает «западный» след выпадений, сформировавшийся после аварии на ЧАЭС. Поэтому оценка максимальных приземных концентраций радионуклидов в воздухе была сделана на основе загрязнения этих территорий. Характеристика поверхностного загрязнения данного участка ¹³⁷Cs и ⁹⁰Sr представлена на рисунках 3.3.1 и 3.3.2 соответственно.

ОАО КИЭП	Хранилище отработанного ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 49
Ядерная и радиационная безопасность	Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04	
	Ред. 03	

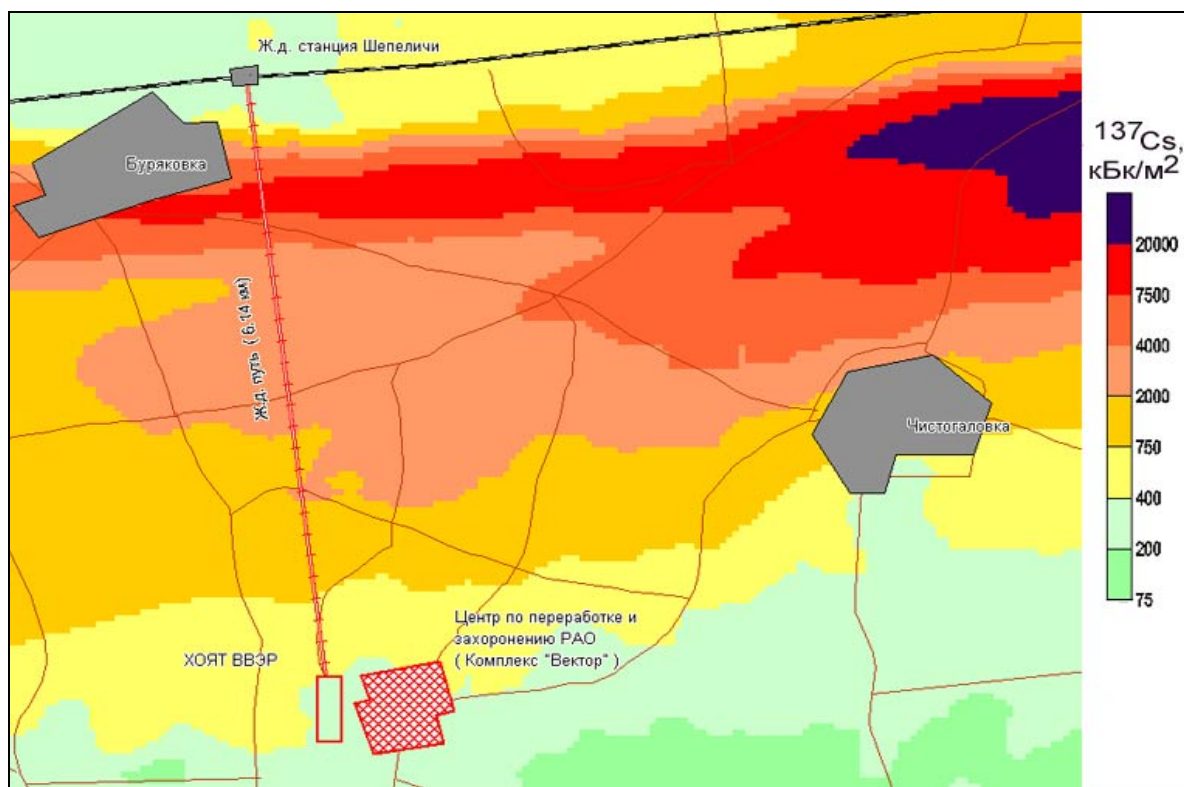


Рисунок 3.3.1 - Карта-схема плотности поверхностного загрязнения почвы ^{137}Cs на участке прокладки железнодорожной колеи от станции «Шепеличи» до площадки ЦХОЯТ

ОАО КИЭП	Хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 50
Ядерная и радиационная безопасность	Обозначение:	57-204.201.002.ОЭ01.04
	Ред. 03	

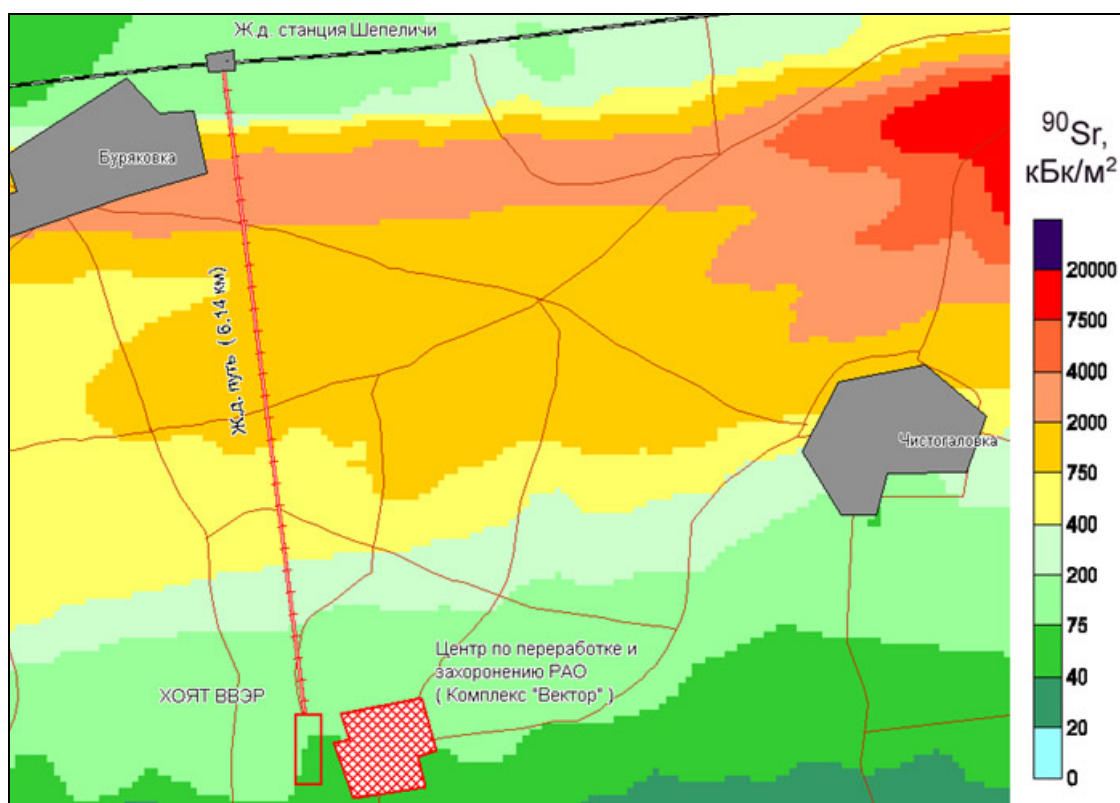


Рисунок 3.3.2 – Карта-схема плотности поверхностного загрязнения почвы ^{90}Sr на участке прокладки железнодорожной колеи от станции «Шепеличи» до площадки ЦХОЯТ

Проведение земляных работ на данном участке будет сопровождаться загрязнением радионуклидами приземного слоя атмосферы. При этом, особую опасность для персонала занятого на строительстве железнодорожного пути будет представлять участок протяженностью 0,3-0,6 км, имеющий поверхностное загрязнение $\sim 7,4 \cdot 10^9$ кБк/км² по ^{137}Cs и $\sim 4,07 \cdot 10^9$ кБк/км² по ^{90}Sr .

Для оценки приземной концентрации радиоактивных веществ в воздухе использованы следующие исходные данные:

- максимальная плотность объемного загрязнения грунта (из данных, приведенных на рисунках 3.3.1 и 3.3.2):
 - ^{137}Cs - 26,7 кБк/кг;
 - ^{90}Sr - 5,33 кБк/кг;
 - альфа излучающие ТУЭ - 0,28 кБк/кг.
- характеристики бульдозера:
 - скорость движения 1 м/с;
 - ширина ковша 2 м.
- метеорологические условия:

ОАО КИЭП	Хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 51
Ядерная и радиационная безопасность		Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04 Ред. 03

- нормальные (категория устойчивости атмосферы по Пасквилу - D, скорость ветра - 3,3 м/с) 95% времени;
- чрезвычайные (категория устойчивости атмосферы по Пасквилу - F, скорость ветра - 1 м/с) 5% времени;
- скорость осаждения аэрозолей 0,8 см/с;
- осадки отсутствуют;
- толщина слоя почвы, загрязненного радионуклидами 10 см.

Консервативно предполагая, что почва представляет собой песок, валовый выброс пыли при погрузке, разгрузке и складировании песка рассчитывается по формуле:

$$M_c = \beta \cdot \Pi \cdot Q \cdot K_{1w} \cdot K_{2w} \cdot 10^{-2} \quad (3.2)$$

где β - коэффициент, учитывающий убыль материала в виде пыли, долях единицы [β песка = 0,05];

Π - убыль материала, % (при разгрузке 0,4 %, при погрузке 0,4 %, при складировании 0,5 %);

Q - масса строительного материала, т/год;

K_{1w} - коэффициент, учитывающий влажность материала;

K_{2w} - коэффициент, учитывающий условия хранения.

Для условий площадки строительства консервативно не учитывается влажность материала.

В результате оценки, скорость выброса составляет:

- ^{137}Cs - 200 Бк/с;
- ^{90}Sr - 40 Бк/с;
- альфа излучающие ТУЭ - 2,1 Бк/с.

С использованием методики расчета распространения выброса (Приложение Б тома 3 часть 2), получена приземная активность воздуха в максимуме приземной концентрации в среднем за время производства работ:

- ^{137}Cs - 4,7 Бк/м³;
- ^{90}Sr - 0,9 Бк/м³;
- альфа излучающие ТУЭ - 0,05 Бк/м³.

3.3.2 Нормальные условия строительства

3.3.2.1 Оценка дозовых нагрузок на персонал

Методика расчета дозовых нагрузок приведена в приложении Б тома 3 части 2.

При расчете дозовых нагрузок использовались следующие исходные данные:

- время строительства подъездных путей 6,4 месяца при 10 часовом рабочем дне, двухсменном режиме работы;
- количество работ с интенсивным пылеобразованием - 2/3;
- работы ведутся с одинаковой скоростью по всему пути строительства;
- дозовый коэффициент для излучения поверхности почвы $2,91 \cdot 10^{-16} \text{ (Зв} \cdot \text{м}^2 \text{)/(с} \cdot \text{Бк)}$ (рекомендации МАГАТЭ 2001 года (Публикация №19, табл. 1.1) [29];
- дополнительные СИЗ в расчете не учитывались (консервативный подход).

ОАО КИЭП	Хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 52
Ядерная и радиационная безопасность		Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04 Ред. 03

В результате расчета:

- максимальная индивидуальная эффективная доза от поверхностного загрязнения 1,14 мЗв;

- максимальная индивидуальная эффективная доза внутреннего облучения 2,2 мЗв.

Максимальная суммарная индивидуальная эффективная доза составит 3,34 мЗв.

Учитывая, что все работы в зоне отчуждения ЧАЭС, в соответствии с существующими регламентами, производятся с использованием СИЗ (практически полностью экранируют бета излучение), бета облучением стоп и кистей рук от существующего поверхностного загрязнения территории можно пренебречь.

Бета облучением от осевшей пыли на открытые участки кожи также можно пренебречь, так как при соблюдении норм и правил радиационной гигиены, такое облучение будет кратковременным, т.е. до попадания персонала в предусмотренные при строительстве санитарные шлюзы.

Эквивалентная доза от бета облучения открытых участков кожи и хрусталика глаз составит около 0,5 мкЗв за все время работы.

При сравнении (таблица 3.3.1) получаемого расчетного поступления радионуклидов строительного персонала с регламентируемыми НРБУ-97[8] для персонала категории А сделан вывод о том, что ни по одному из радионуклидов поступление не будет выше допустимого.

Таблица 3.3.1 - Сравнение поступлений радионуклидов при строительстве с нормируемыми показателями

Радионуклид	Поступление, Бк		Отношение расчетное/допустимое
	Расчетное	Допустимое НРБУ-97	
¹³⁷ Cs	3,03·10 ³	10 ⁵	0,03
⁹⁰ Sr	604	3·10 ⁴	0,02
Альфа излучающие ТУЭ (²³⁸⁻²⁴⁰ Pu, ²⁴¹ Am)	32	60	0,53

Таким образом, облучение строительного персонала при строительстве на наиболее загрязненном участке строительства, не превышает установленных пределов. Следовательно, при нормальных условиях строительства ЦХОЯТ установленные пределы доз строительного персонала не будут превышены. При этом, в расчетах использованы данные, приводящие к максимальной индивидуальной эффективной дозе.

3.3.2.2 Мероприятия по обеспечению радиационной безопасности

Безопасность строительного персонала должна быть обеспечена выполнением комплекса мероприятий. Основные мероприятия по радиационной безопасности при строительстве ЦХОЯТ представлены в таблице 3.3.2.

ОАО КИЭП	Хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 53
Ядерная и радиационная безопасность		Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04
		Ред. 03

Таблица 3.3.2 - Мероприятия по обеспечению радиационной безопасности при строительстве

Мероприятие	Регламентирующие документы	Ответственный
<u>Подготовка персонала</u> Перед началом производства работ должны быть проведены инструктажи (с записью в журнале): - по радиационной и общетехнической безопасности; - по вопросам пожарной безопасности с обучением правилам пользования первичными средствами пожаротушения; - о действиях в чрезвычайных ситуациях; - по оказанию первой медицинской помощи пострадавшему; - ознакомление с маршрутами движения	Основные положения по радиационной, противопожарной безопасности и о действиях в чрезвычайных ситуациях	Подрядчик по строительству
<u>Организация безопасного производства работ</u> Перед началом проведения работ необходимо: - назначение лиц, ответственных за безопасное выполнение работ; - оформление необходимой документации на производство работ	Инструкция по организации выполнения работ в зоне отчуждения	Подрядчик по строительству, Заказчик
<u>Подготовка рабочих мест</u> Перед началом проведения работ необходима подготовка рабочих мест: - ограждение зоны производства работ; - установка временных саншлюзов на выходе из зоны работ; - обозначение маршрутов движения персонала и техники; - изучение рабочих мест инспектором пожарной охраны и выдачи разрешения на производство работ; - обеспечение первичными средствами пожаротушения	Основные положения по радиационной безопасности и по организации выполнения работ в зоне отчуждения	Подрядчик по строительству, Департамент пожарной охраны в зоне отчуждения
<u>Организация медицинской помощи:</u> - постоянная работа медпункта; - наличие средств оказания первой медицинской помощи на рабочих местах	Инструкция по организации выполнения работ в зоне отчуждения	Заказчик, Подрядчик по строительству, МЧС
<u>Допуск к производству работ</u> Работы проводятся в соответствии с требованиями документации, регламентирующую безопасность проведения работ: - ежедневное согласование начала и окончания работ; - ввод/вывод персонала в/из зоны работ по установленному маршруту	Инструкция по организации выполнения работ в зоне отчуждения	АЗО, Подрядчик по строительству

ОАО КИЭП	Хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 54
Ядерная и радиационная безопасность		Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04
		Ред. 03

Мероприятие	Регламентирующие документы	Ответственный
<u>Контроль и надзор</u> Производство работ должно сопровождаться: - контролем безопасности проведения работ; - техническим контролем качества строительно-монтажных работ; - авторским надзором	ППр, СН и П III-4-80*, проектная документация	Подрядчик по строительству, АЗО, Разработчик проекта
<u>Применение СИЗ и СИЗОД</u> Выбор СИЗ и СИЗОД производится в зависимости от вида работ: - работы, связанные с повышенным пылеобразованием (выкорчевка, земляные работы и пр.); - строительно – монтажные работы; - покраска и другие работы, выполняемые методом распыления; - электросварочные работы; - пылеподавление, дезактивация и работы по обращению с РАО	Основные положения по радиационной безопасности	Подрядчик по строительству, АЗО (Экоцентр),
<u>Применение средств коллективной и личной гигиены</u> Проход персонала из зоны работ должен производиться через временные саншлюзы. При выполнении работ персонал обеспечивается необходимым оборудованием и средствами: - для дезактивации кожных покровов; - для дезактивации СИЗ; - личной гигиены	Основные положения по радиационной безопасности	Подрядчик по строительству, АЗО (Экоцентр)
<u>Дозиметрический контроль и мониторинг:</u> - радиационное обследование рабочих зон (прямые измерения, пробоотбор и т. д.); - индивидуальный дозиметрический контроль; - контроль загрязнения воздушной среды радиоактивными аэрозолями, загрязненности зон работ и маршрутов движения персонала; - контроль загрязненности персонала при выходе из зон работ; - контроль загрязненности транспортных средств, техники и оборудования при выводе из зоны работ; - контроль технологического процесса обращения с РАО; - контроль процесса дезактивации транспортных средств, оборудования и инструментов; - контроль процесса дезактивации СИЗ, а при необходимости и санобработки персонала; - фиксация дозовых нагрузок персонала	Основные положения по радиационной безопасности, положения по ИДК облучения персонала и по обращению с РАО, организации выполнения работ в зоне отчуждения	АЗО (Экоцентр), Подрядчик по строительству

ОАО КИЭП	Хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 55
Ядерная и радиационная безопасность	Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04	
	Ред. 03	

Мероприятие	Регламентирующие документы	Ответственный
<u>Дезактивация и пылеподавление:</u> - дезактивация радиоактивно загрязненных транспортных средств, оборудования, инструмента и пр.; - санитарная обработка кожных покровов персонала; - пылеподавление на участках с интенсивным движением персонала и техники	Основные положения по радиационной безопасности и по организации выполнения работ в зоне отчуждения	Подрядчик по строительству, АЗО

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 56
Ядерная и радиационная безопасность		Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04
		Ред. 03

3.3.3 Аварии при строительстве

Все исходные события при строительстве, связанные с падением грузов или отказом техники, не приводят к облучению персонала. Из внешних исходных событий, возможных на площадке строительства, единственным критическим событием, которое может привести к заметному радиационному воздействию на строительный персонал ЦХОЯТ, является лесной пожар на начальной стадии подготовительных работ (до удаления растительности). Это обусловлено тем, что основной объем строительно-монтажных работ будет осуществляться на уже очищенной территории, поэтому заметного радиационного воздействия на персонал такие аварии, как падение груза, крана и т.п. оказывать не будут.

Пожары достаточно частое явление на территории Чернобыльской зоны отчуждения. По данным «Чернобыльлес» [12] в год регистрируется около 60-100 пожаров, из которых подавляющее большинство возникает на территориях, не покрытых лесом (залежах). Учитывая то, что подготовка площадки для строительства ЦХОЯТ будет включать комплекс лесохозяйственных работ по удалению древостоев на территории стройплощадки и при создании подъездных путей, вероятность возгорания подстилки и древесины в ходе такой деятельности достаточно высока.

Для пожара, возникшего в таких условиях, характерен низовой тип, при котором происходит горение лесной подстилки, травянисто-кустарникового покрова, подроста и подлеска. В процессе развития такого пожара, выбрасываемые в атмосферу с дымом и копотью радионуклиды, депонированные в древесине и подстилке, будут распространяться в атмосфере, что приведет к дополнительному загрязнению почвенного покрова и повышению концентрации радионуклидов в приземном слое воздуха. В результате этого процесса происходит концентрирование радионуклидов в золе лесной подстилки и выделение в воздух радиоактивных аэрозолей различной дисперсности.

Количественные характеристики и динамика развития лесных пожаров, имевших место в зоне отчуждения, представлены в таблице 3.3.3.

Таблица 3.3.3-Количественные характеристики пожаров на территории ЗОиЗБ(О)О[12]

Год	Количество пожаров	Площадь, га	Количество пожаров по месту их возникновения		
			Села	Леса	Залежи
1993	66	564,5	5	2	59
1994	100	130,9	8	3	89
1995	116	756,7	12	1	103
1996	79	296,3	36	6	37
1997	83	294,29	23	7	53

В исходных данных по фракционному составу и запасах фитомассы в лесных насаждениях на площадке строительства ЦХОЯТ использовались имеющиеся экспериментальные данные, представленные в таблицах 3.3.4 и 3.3.5.

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 57
Ядерная и радиационная безопасность		Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04
		Ред. 03

Таблица 3.3.4 - Характеристика фракционного состава фитомассы в лесонасаждениях площадки строительства ЦХОЯТ

Компонент фитоценоза	Ствол		Ветви	Листья, хвоя	Подстилка	
	Древесина	Кора			AoL	AoF+AoH
Запас фитомассы, т/га	111	22	23	4	7	11

В таблице 3.3.4 приведены фракционный состав и запасы фитомассы в 30-40 летних лесонасаждениях, произрастающих на территории площадки строительства ЦХОЯТ (в тоннах абсолютно сухого вещества на 1 га) [13].

Значения удельной активности, по ^{137}Cs , компонентов лесного фитоценоза были определены на основании значений коэффициента перехода представленного в [14].

В таблице 3.3.5 приведено содержание ^{137}Cs в компонентах фитомассы сосны обыкновенной (Бк/кг) при плотности загрязнения почвенного покрова (230 кБк/м^2), учитываемое при выполнении оценки воздействия на строительный персонал ЦХОЯТ.

Таблица 3.3.5 - Накопление ^{137}Cs в компонентах соснового фитоценоза, Бк/кг

Ствол		Ветви	Листья, хвоя	Подстилка		
Древесина	Кора			AoL	AoF	AoH
56	111	223	270	170	1700	21800

В расчетах использованы данные плотности загрязнения подстилки, которые приведены в [15] на основании результатов натурных экспериментов. В [15] было установлено, что при низовых пожарах в 30-40 летних сосновых фитоценозах выгорает верхний (AoL) и ферментативный (AoF) слой подстилки. Гумусированный слой (AoH) подстилки (в котором сосредоточен основной запас радионуклидов депонированных в подстилку) при низовом типе пожара не сгорает, и, следовательно, радионуклиды, которые депонированы в нем, не вовлекаются в процессы вторичного переноса.

Многочисленные наблюдения за протеканием низового пожара свидетельствуют о том, что после начальной стадии, в течение которой спонтанно происходит увеличение площади территории, охваченной огнем, наступает состояние динамического равновесия, при котором значение этой площади сохраняется во времени: вместо выгоревших участков леса появляются новые участки, эквивалентной площади [16].

Проведенные оценки показывают, что наибольшую опасность представляет пожар, который может возникнуть при строительстве новой железнодорожной ветки до станции Шепеличи. Путь ж/д ветки проходит через радиоактивный след (последствие аварии 1986 г.) шириной около 300 м (в месте прохождения ж/д путей) и с уровнями поверхностного загрязнения: примерно 7500 кБк/м^2 ^{137}Cs , 4000 кБк/м^2 ^{90}Sr и 80 кБк/м^2 α - активных ТУЭ.

Скорость распространения фронта низового пожара по направлению ветра, может составлять от 0,5 до 3 м/мин (в противоположном направлении скорость распространения в 6-10 раз меньше). При средней для региона скорости ветра (3,3 м/с на высоте 10 м) скорость распространения низового пожара составит, по оценкам, около 0,7 м/мин. Консервативно принимается, что скорость распространения пожара - 1 м/мин, направление ветра - в направлении ЧАЭС и точка возникновения пожара - на оси следа.

В этом случае за 4 часа выгорит лес общей площадью около 72 тыс. м^2 , что приведет к суммарному выбросу около $5,4 \cdot 10^{10}$ Бк ^{137}Cs , $2,9 \cdot 10^{10}$ Бк ^{90}Sr и $5,8 \cdot 10^8$ Бк α - активных ТУЭ.

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 58
Ядерная и радиационная безопасность		Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04
		Ред. 03

При этом время t , за которое происходит полное сгорание лесной подстилки до состояния динамического равновесия, составит около 1000 с [16], площадь интенсивного горения - около 5 тыс. м², а скорость выброса - около $3,8 \cdot 10^6$ Бк/с ¹³⁷Cs, $2,0 \cdot 10^6$ Бк/с ⁹⁰Sr и $4,0 \cdot 10^4$ Бк/с α - активных ТУЭ.

Для моделирования процесса переноса радионуклидов при низовом пожаре использовалась модифицированная модель Гаусса. При этом параметры подъема факела примеси рассчитывались согласно [33], с учетом конечной площади пожара [34] и радиуса факела [35].

Проведенные расчеты (см. приложение Б тома 3 часть 2 ТЭО) показали, что наибольшее поверхностное загрязнение будет наблюдаться на расстоянии около 4000 метров от места пожара и составит величину до 200 Бк/м² для ¹³⁷Cs, до 90 Бк/м² для ⁹⁰Sr и до 2 Бк/м² для альфа - излучающих ТУЭ.

Максимальная объемная активность радионуклидов ¹³⁷Cs в воздухе будет наблюдаться на расстояниях ~ 4-5 км от места пожара и составит не более 2 Бк/м³. Максимальная объемная активность ⁹⁰Sr в воздухе составит не более 0,8 Бк/м³, а максимальные значения объемной активности альфа - излучающих ТУЭ составят не более 0,2 Бк/м³.

Индивидуальная эффективная доза облучения персонала на расстоянии максимума приземной концентрации (около 4000 м) составит от 0,1 до 0,7 мЗв в зависимости от погодных условий, что не превышает регламентируемых НРБУ-97 доз.

Следует заметить, что рассчитанные в таком подходе дополнительное поверхностное загрязнение и индивидуальная эффективная доза облучения персонала консервативны. Существующие в настоящее время в зоне отчуждения ЧАЭС системы оповещения о возгораниях в лесных массивах и системы пожаротушения позволяют снизить ущерб от возникающих лесных пожаров.

Проведенные оценки показывают, что время локализации рассматриваемого здесь лесного пожара (обнаружение, выезд пожарных расчетов, развертывание, начало тушения и локализация пожара на территории, где протекает горение) составляет величину около 30 мин. За это время возможно выгорание около 10% лесных насаждений на территории, проектируемой под строительство ЦХОЯТ. Кроме того, в данном подходе предполагалось, что персонал, который будет выполнять работы по строительству ЦХОЯТ, будет находиться в зоне распространения радиоактивных аэрозолей на протяжении всего времени горения лесного массива (около 4 час.). При разработке проекта организации строительства на стадии проекта будут разработаны мероприятия по эвакуации строительного персонала в случае аварий при строительстве.

При этом, необходимо учитывать, что пожары в зоне отчуждения могут быть не связаны со строительством ЦХОЯТ (данные по количеству пожаров приведены в таблице 3.3.3). Для уменьшения вероятности или исключения возникновения пожара предусматриваются мероприятия по обеспечению пожарной безопасности.

3.4 Радиационная безопасность при эксплуатации ЦХОЯТ

Радиационная безопасность при эксплуатации ЦХОЯТ будет обеспечена, если радиационное воздействие на персонал, население и окружающую среду при нормальных условиях эксплуатации ЦХОЯТ, нарушениях условий нормальной эксплуатации и при проектных авариях не приведет к превышению установленных дозовых пределов облучения персонала и населения, нормативов по выбросам и сбросам, содержанию радиоактивных веществ в окружающей среде, а также будет ограничено при запроектных авариях.

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 59
Ядерная и радиационная безопасность		Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04
		Ред. 03

3.4.1 Радиационная обстановка и источники радиационного воздействия

Радиационная обстановка на территории и в помещениях ЦХОЯТ определяется факторами, которые можно разделить на две группы:

- факторы, не связанные с деятельностью ЦХОЯТ;
- факторы, обусловленные эксплуатацией ЦХОЯТ.

Основным фактором, не связанным с деятельностью ЦХОЯТ, формирующим радиационную обстановку, является ионизирующее излучение от поверхностного загрязнения территории, произошедшего при аварии на энергоблоке № 4 ЧАЭС в 1986 году. Значение радиационного фона при эксплуатации ЦХОЯТ будет зависеть от эффективности проведения дезактивационных работ (удаления поверхностного слоя грунта), проведенных на этапе строительства. Вклад этого излучения в формирование суммарной мощности дозы после проведения строительно-монтажных работ прогнозируется значительно меньшим, чем в настоящее время.

К источникам ионизирующего излучения, формирующим радиационную обстановку на территории и в помещениях ЦХОЯТ, и которые обусловлены эксплуатацией ЦХОЯТ, относятся:

- контейнеры HI-STAR с МЦК;
- МЦК с ОТВС, помещенный в контейнер HI-STAR;
- МЦК с ОТВС, помещенный в контейнер HI-STORM;
- МЦК с ОТВС, помещенный в контейнер HI-TRAC;
- оборудование и фильтры системы вытяжной вентиляции;
- контейнеры с РАО;
- радиоактивно загрязненные поверхности оборудования и помещений;
- радиоактивно загрязненные СИЗ, находящиеся в санпропускнике;
- радиоактивно загрязненные дополнительные СИЗ.

3.4.1.1 Характеристики ИИИ

ОТВС в ЦХОЯТ поступают в герметичном многоцелевом контейнере. Основным источником ионизирующего излучения от МЦК является ОТВС. В ЦХОЯТ предполагается хранение ОТВС реакторов ВВЭР-1000, ОТВС альтернативной реакторов ВВЭР-1000 и ОТВС реакторов ВВЭР-440. Основные характеристики ОТВС, которые предполагается хранить в ЦХОЯТ, приведены в таблицах 3.4.1 и 3.4.2. Внешний вид ТВС реактора ВВЭР-1000 представлен на рисунке 3.4.1. Внешний вид ТВС реактора ВВЭР-440 аналогичен внешнему виду ТВС реактора ВВЭР-1000.

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 60
Ядерная и радиационная безопасность	Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04	
	Ред. 03	



Рисунок 3.4.1 – Внешний вид ТВС ВВЭР - 1000

Таблица 3.4.1 - Основные характеристики ТВС и ТВСА реакторов ВВЭР-1000

Наименование характеристики	Значение	
	ТВСА	ТВС
Размер ТВС «под ключ» (размер между плоскостями шестигранника), мм	234	234
Высота ОТВС, мм	4570	4570
Вес ОТВС, мм	710	670,5
Количество ТВЭЛ, шт	312	312
Шаг размещения ТВЭЛ в ТВС, мм	12,75	12,75
Длина ТВЭЛ (высота топливного столба), мм	3530	3530
Диаметр ТВЭЛ (наружный/внутренний), мм	9,1/7,72	9,13/7,73

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 61
Ядерная и радиационная безопасность		Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04
		Ред. 03

Наименование характеристики	Значение	
	ТВСА	ТВС
Вид топлива	Двуокись урана (UO ₂)	Таблетки из двуокиси урана (UO ₂)
Вес топлива (UO ₂) в ОТВС, кг	491,4 ±4,5	455,52±4,50
Диаметр топливной таблетки, мм	7,57	7,57
Диаметр центрального отверстия в топливной таблетке, мм	1,5	2,35
Материал оболочек ТВЭЛ	Сплав Zr+1%Nb	Циркониевый сплав (Zr+1%Nb)
Конструкционный материал ТВС (включая НК и дистанционирующие решетки)	Сплав Э-635 Сплав Э-110	Коррозионностойкая сталь
Диаметр НК (наружный/внутренний), мм	12,6/10,9	11,2/9,6
Материал ЦТ	Сплав Э-110	Циркониевый сплав (Zr+1%Nb)
Диаметр ЦТ (наружный/внутренний), мм	13,0/11,0	12,6 /11,0
Массовая доля ²³⁵ U в смеси изотопов урана в ТВЭЛ (обогащение топлива)	1,6% ÷ 4,4%	1,6% ÷ 4,4%
Допустимая температура оболочки ТВЭЛ при хранении: - при хранении - при кратковременных переходных режимах (в сумме до 8 часов)	350 °C 450 °C	350 °C 450 °C

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 62
Ядерная и радиационная безопасность		Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04
		Ред. 03

Таблица 3.4.2 - Основные характеристики ТВС реакторов ВВЭР-440

Наименование характеристики	Значение
Размер ТВС «под ключ» (размер между плоскостями шестигранника), мм	145
Высота ТВС, мм	3200
Вес ТВС, кг	220
Количество ТВЭЛ в ТВС, шт	126
Шаг размещения ТВЭЛ в ТВС, мм	12,2
Длина ТВЭЛ (высота топливного столба), мм	2320
Диаметр ТВЭЛ (наружный/внутренний), мм	9,1/7,73
Вид топлива	Таблетки из спеченной двуокиси урана (UO ₂)
Вес UO ₂ в ТВС, кг	131,2
Диаметр топливной таблетки, мм	7,57
Диаметр центрального отверстия в топливной таблетки, мм	1,2
Материал оболочек ТВЭЛ	Циркониевый сплав (Zr+1%Nb)
Конструкционный материал ТВС	Коррозионностойкая сталь
Массовая доля ²³⁵ U в смеси изотопов урана в ТВЭЛ (обогащение топлива)	1,6% ÷ 4,4%
Допустимая температура оболочки ТВЭЛ при хранении: - при хранении - при кратковременных переходных режимах (в сумме до 8 часов)	350 °C 450 °C

В ЦХОЯТ предполагается хранить ОТВС, выдержанные в бассейнах выдержки на АЭС не менее 5 лет. Учитывая, что ионизирующее излучение от ОТВС реакторов ВВЭР-1000 выше, в дальнейших расчетах рассматриваются ОТВСА с максимальным обогащением 4,4% ²³⁵U. Изотопный состав и активность изотопов ОТВСА ВВЭР-1000 после пяти лет выдержки в бассейне выдержки приведены в таблице 3.4.3. Данные таблицы приведены на основании данных ОАБ, выполненного для межблочных перевозок Хмельницкой АЭС при максимальном выгорании топлива 50 МВт/т U.

Таблица 3.4.3 - Активность основных изотопов ОТВСА ВВЭР-1000 (Бк)

Нуклид	Активность	Нуклид	Активность
Pu-241	2,27·10 ¹⁵	Te-125m	1,16·10 ¹³
Cs-137	2,14·10 ¹⁵	Ni-63	9,62·10 ¹²
Ba-137m	2,02·10 ¹⁵	Pu-240	9,31·10 ¹²
Y-90	1,49·10 ¹⁵	Sm-151	8,44·10 ¹²
Sr-90	1,49·10 ¹⁵	H-3	8,03·10 ¹²

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 63
Ядерная и радиационная безопасность		Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04
		Ред. 03

Нуклид	Активность	Нуклид	Активность
Pm-147	$8,17 \cdot 10^{14}$	Pu-239	$5,90 \cdot 10^{12}$
Cs-134	$7,36 \cdot 10^{14}$	Pr-144m	$3,49 \cdot 10^{12}$
Ru-106	$3,75 \cdot 10^{14}$	Nb-93m	$3,18 \cdot 10^{12}$
Rh-106	$3,75 \cdot 10^{14}$	Mn-54	$2,06 \cdot 10^{12}$
Pr-144	$2,49 \cdot 10^{14}$	Np-239	$7,18 \cdot 10^{11}$
Ce-144	$2,49 \cdot 10^{14}$	Am-243	$7,18 \cdot 10^{11}$
Fe-55	$1,42 \cdot 10^{14}$	Cm-242	$6,30 \cdot 10^{11}$
Kr-85	$1,41 \cdot 10^{14}$	Ag-110m	$5,98 \cdot 10^{11}$
Eu-154	$1,11 \cdot 10^{14}$	Cd-113m	$5,49 \cdot 10^{11}$
Cm-244	$9,25 \cdot 10^{13}$	Cm-243	$4,99 \cdot 10^{11}$
Pu-238	$8,46 \cdot 10^{13}$	Tc-99	$2,91 \cdot 10^{11}$
Sb-125	$4,73 \cdot 10^{13}$	Am-242m	$1,99 \cdot 10^{11}$
Co-60	$3,63 \cdot 10^{13}$	Am-242	$1,98 \cdot 10^{11}$
Eu-155	$3,15 \cdot 10^{13}$	Nb-94	$1,59 \cdot 10^{11}$
Am-241	$2,35 \cdot 10^{13}$	I-129	$7,08 \cdot 10^8$

После того, как ОТВС упакованы в герметичный МЦК, источниками ионизирующих излучений становятся МЦК с 31 ОТВС-ВВЭР-1000 или 85 ОТВС ВВЭР-440. Однако обращение непосредственно с МЦК не предполагается. Для биологической защиты персонала используется либо HI-STAR (при транспортировке), либо HI-TRAC (при перегрузках на энергоблоках или в здании приемки), либо HI-STORM (при долговременном хранении в ЦХОЯТ).

Конструкция транспортного контейнера HI-STAR разработана таким образом, чтобы соответствовать требованиям Комиссии Ядерного Регулирования США и МАГАТЭ, которые предъявляются к транспортировке. Максимальная мощность эквивалентной дозы на поверхности транспортного контейнера не может превышать 2 мЗв/час при контакте и 0,1мЗв/час на расстоянии 2 метра от поверхности. При проектировании защиты HI-STAR принято, что мощность дозы от HI-STAR, загруженного ОТВС ВВЭР –440 или ОТВС ВВЭР-1000, должна быть меньше, чем установленные МАГАТЭ ограничения для транспортировки.

При расчетах дозовых нагрузок персонала при обращении с ОЯТ на данной стадии проектирования использованы данные по мощности дозы излучения на поверхности и на расстоянии 1 м от поверхности контейнеров HI-TRAC и HI-STORM, предоставленные компанией Холтек на основании данных отчета по анализу безопасности системы HI-STORM [31] при ее лицензировании в США. В таблицах 3.4.4 - 3.4.5 приведены мощности дозы от HI-STORM и HI-TRAC загруженных ОТВС реакторов с водой под давлением. Детальный расчет мощности эффективной и эквивалентных доз непосредственно для ОЯТ АЭС Украины будет выполнен на этапе разработки проекта ЦХОЯТ.

Использование в расчетах на стадии ТЭО ОТВС реакторов с водой под давлением, содержащихся в МЦК-32, является оправданным с точки зрения оценки мощности эквивалентной дозы по следующим причинам:

- длина активной части ТВЭЛ топлива реакторов с водой под давлением США - 365,76 см, что аналогично длине ТВЭЛ реакторов ВВЭР-1000 - 355 см;
- масса урана в МЦК-32 - 15855 кг, а масса урана в МЦК-31, содержащем 31 ОТВС – 13485 кг;

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 64
Ядерная и радиационная безопасность	Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04	
	Ред. 03	

- степень выгорания топлива, загружаемого в МЦК-32, принятая при лицензировании МЦК в США - 55,000 МВт/тU, среднее выгорание ОТВС реакторов ВВЭР-1000 – 45,000-50,000 МВт/тU;

- степень обогащения ОЯТ в МЦК-32, рассмотренная при лицензировании МЦК в США – 4,2 – 4,8 % ^{235}U , степень обогащения ОЯТ реакторов ВВЭР-1000 – 4,2 – 4,4 % ^{235}U .

Таким образом, габариты и весовые характеристики, характеризующие источник излучения практически идентичны.

Использование в расчетах на стадии ТЭО данных для топлива с большим выгоранием рассматривается как консервативный подход, так как при более низком выгорании, мощности дозы должны быть ниже.

Степень обогащения топлива по ^{235}U влияет на вклад в общую мощность дозы, дозы полученной от нейтронного потока.

Таблица 3.4.4 – Мощность эквивалентной дозы от МЦК-32 (степень выгорания топлива 55,000 МВт/тU, степень обогащения 4,2 % ^{235}U , тепловая нагрузка на чехол 52,64 кВт)

Место расположения источника дозообразования	Мощность дозы нейтронного потока, мЗв/час	Мощность дозы гамма излучения, мЗв/час	Общая мощность дозы, мЗв/час
HI-STORM 100S Версия В			
Середина боковой поверхности	0,04	0,49	0,53
1 метр от середины боковой поверхности	0,02	0,25	0,27
HI-TRAC 125D			
Середина боковой поверхности	1,42	1,89	3,31
1 метр от середины боковой поверхности	0,49	0,77	1,26

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 65
Ядерная и радиационная безопасность		Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04
		Ред. 03

Таблица 3.4.5 - Мощность эквивалентной дозы от МЦК-32 (степень выгорания топлива 55,000 МВт/тU, степень обогащения 4,2 % ^{235}U , тепловая нагрузка на чехол 28,16 кВт)

Место расположения источника дозообразования	Мощность дозы нейтронного потока, мЗв/час	Мощность дозы гамма излучения, мЗв/час	Общая мощность дозы, мЗв/час
HI-STORM 100S Версия В			
Середина боковой поверхности	0,03	0,09	0,12
1 метр от середины боковой поверхности	0,01	0,05	0,06
HI-TRAC 125D			
Середина боковой поверхности	0,90	0,74	1,64
1 метр от середины боковой поверхности	0,31	0,27	0,58

Таблица 3.4.6 - Мощность эквивалентной дозы от МЦК-32 (степень выгорания топлива 55,000 МВт/тU, степень обогащения 4,8 % ^{235}U , тепловая нагрузка на чехол 51,33 кВт)

Место расположения источника дозообразования	Мощность дозы нейтронного потока, мЗв/час	Мощность дозы гамма излучения, мЗв/час	Общая мощность дозы, мЗв/час
HI-STORM 100S Версия В			
Середина боковой поверхности	0,03	0,47	0,50
1 метр от середины боковой поверхности	0,01	0,25	0,26
HI-TRAC 125D			
Середина боковой поверхности	1,05	1,73	2,78
1 метр от середины боковой поверхности	0,38	0,70	1,08

3.4.2 Оценка доз при нормальной эксплуатации

3.4.2.1 Оценка доз при загрузке на энергоблоке АЭС

Предварительная оценка длительности операций, количество и дозозатраты персонала, занятого в операциях по загрузке ОТВС на энергоблоке представлена в таблице 3.4.7.

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 66
Ядерная и радиационная безопасность		Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04
		Ред. 03

Таблица 3.4.7 – Оценка доз персонала при загрузке ОТВС на энергоблоке

Наименование работ	Количество персонала	Длительность, ч	Средняя мощность дозы, мЗв/ч	Полученная коллектив. доза, мЗв·чел.
Подготовительные работы	4	5	0	0
Подготовка HI-TRAC и МЦК	4	5	0,01	0,20
Работы с HI-TRAC в бассейне выдержки	5	5	0,03	0,75
Работы по закрытию МЦК	5	20	0,02	2
Подготовка транспортного контейнера HI-STAR 100	5	3	0	0
Перемещение МЦК в HI-STAR 100	5	3	0,02	0,3
Закрытие HI-STAR	5	4	0,03	0,6
Установка HI-STAR на транспортную платформу	5	4	0,02	0,4
Заключительные операции	5	1	0	0

Наиболее дозозатратными операциями являются операции, связанные с закрытием, заваркой, проверкой герметичности МЦК. Поэтому сравнение дозы персонала с пределом, нормируемым НРБУ-97, будет проведено для этой категории персонала. Максимально ожидаемое количество завариваемых МЦК в течение года – 20 штук. Следовательно, максимальная доза одного рабочего, если все эти операции проводит один человек, ожидается $2 \times 20 = 40$ мЗв, что превышает 20 мЗв, нормируемых НРБУ-97.

Операции по закрытию МЦК включают:

- 1) монтаж автоматического сварочного аппарата;
- 2) приварка крышки МЦК и проверка качества сварных швов;
- 3) выполнение гидравлических испытаний МЦК;
- 4) осмотр швов после проведения испытаний;
- 5) удаление оставшейся воды из МЦК;
- 6) сушка МЦК;
- 7) заполнение МЦК инертным газом;
- 8) установка заглушек на вентиляционные и сливные отверстия;
- 9) контроль сварных швов;
- 10) проверка на герметичность через закупоренные вентиляционные и сливные отверстия;
- 11) установка герметизирующего кольца;
- 12) приварка герметизирующего кольца и проверка качества сварного шва;
- 13) проверка на герметичность крышки МЦК;
- 14) приварка герметизирующего кольца точечной сваркой и контроль качества сварного соединения.

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 67
Ядерная и радиационная безопасность		Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04
		Ред. 03

Для уменьшения дозы персонала, при проведении работ по закрытию одного МЦК предполагается участие как минимум двух сварщиков, двух специалистов по сушке и бригадира, осуществляющего контроль процесса. Таким образом, доза одного человека при загрузке 20 МЦК в год, составит не более 8 мЗв (40/5), что ниже нормируемых пределов.

3.4.2.2 Оценка доз при перегрузках МЦК в ЦХОЯТ

Предварительная оценка длительности операций, количества персонала и дозозатраты, занятого в операциях по перегрузке МЦК в ЦХОЯТ представлена в таблице 3.4.8.

Таблица 3.4.8 – Оценка доз персонала при перегрузках с МЦК на ЦХОЯТ

Наименование работ	Количество персонала	Длительность, ч	Средняя мощность дозы, мЗв/ч	Полученная коллектив. доза, мЗв·чел.
Прием транспортного контейнера HI-STAR	5	2	0,02	0,2
Подготовка HI-STAR к перемещению МЦК	5	1	0,02	0,1
Подготовка HI-STORM	5	1	0,02	0,1
Перемещение МЦК в HI-STORM	5	2	0,005	0,05
Заключительные операции	5	2	0	0

Наиболее дозозатратными являются операции по приему транспортного контейнера HI-STAR. Поэтому сравнение дозы персонала с лимитом, нормируемым НРБУ-97, будет проведено для этой категории персонала. Максимально ожидаемое количество завариваемых МЦК в течение года – 20 штук.

Операции по приемке HI-STAR включают:

- 1) входной контроль;
- 2) анализ товаросопроводительной документации;
- 3) снятие защитного покрытия с контейнера;
- 4) снятие крепящих туг с HI-STAR;
- 5) подсоединение горизонтальной подъемной траверсы к контейнеру;
- 6) снятие контейнера HI-STAR с ж/д платформы;
- 7) установка HI-STAR на временные опоры;
- 8) отсоединение горизонтальной подъемной траверсы;
- 9) установка кантователя;
- 10) установка HI-STAR в кантователь;
- 11) подсоединение подъемной траверсы;
- 12) кантование HI-STAR в вертикальное положение;
- 13) снятие креплений с HI-STAR;
- 14) снятие HI-STAR с кантователя;
- 15) установка HI-STAR на пол транспортно-технологического коридора.

Основной вклад в дозу вносят операции 3), 4), 5), 8), 10), 11), 13). Максимальная доза одного рабочего, если все эти операции проводит один человек, ожидается $0,2 \times 20 = 4$ мЗв, что ниже 20 мЗв, нормируемых НРБУ-97 [8].

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 68
Ядерная и радиационная безопасность		Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04
		Ред. 03

3.4.2.3 Оценка доз при техническом обслуживании и за пределами площадки хранения контейнеров

Для оценки индивидуальных эффективных доз облучения персонала на промплощадке ЦХОЯТ выполнен расчет зависимости мощности дозы, обусловленной излучением отдельно стоящего контейнера HI-STORM и площадки хранения, полностью заполненной контейнерами HI-STORM (проектное количество 458 штук).

Мощность дозы от единичного контейнера будет характеризовать радиационную обстановку на площадке хранения при техническом обслуживании контейнеров в процессе хранения и регламентных обходах площадки.

Мощность дозы от площадки хранения контейнеров будет характеризовать радиационную обстановку на промплощадке ЦХОЯТ за пределами площадки хранения контейнеров и будет определяющим параметром для установления размеров санитарно-защитной зоны.

В качестве исходных данных по источнику излучения приняты данные на расстоянии 1 м от поверхности контейнера HI-STORM, приведенные в таблице 3.4.5. По результатам расчета определена зависимость мощности дозы, с учетом основных гамма-излучающих радионуклидов ОЯТ, от расстояния до поверхности HI-STORM (рисунок 3.4.2).

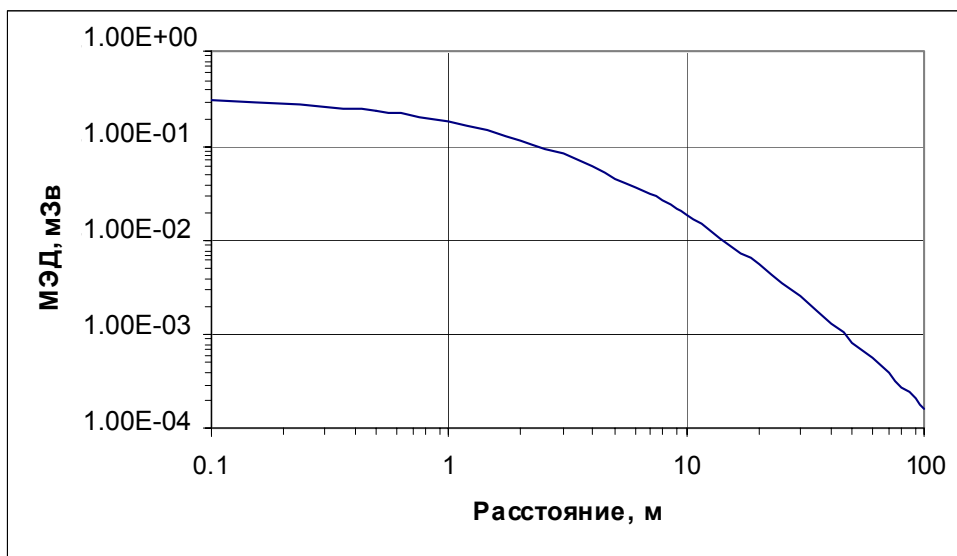


Рисунок 3.4.2 - Зависимость мощности дозы (мЗв/ч) от расстояния (м) до единичного контейнера HI-STORM

Затем были проведены расчеты зависимости мощности дозы от расстояния до площадки хранения ЦХОЯТ, с учетом реального расположения HI-STORM на площадке хранения. При этом мощность дозы на площадке хранения будет варьировать в диапазоне от 0,3 до 0,6 мЗв/ч (среднее по площадке – 0,45 мЗв/ч). Зависимость максимально возможной (с учетом реального расположения HI-STORM на площадке хранения ЦХОЯТ) индивидуальной эффективной дозы (мЗв/год), от расстояния представлена на рисунке 3.4.3.

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 69
Ядерная и радиационная безопасность		Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04
		Ред. 03

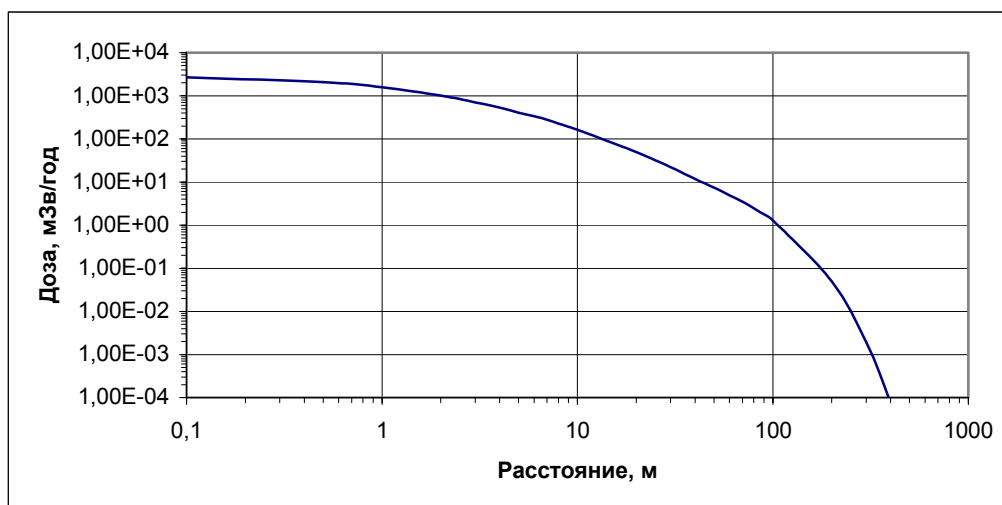


Рисунок 3.4.3 - Зависимость величины индивидуальной эффективной дозы (мЗв/год) от расстояния (м)

Задачами технического обслуживания площадки хранения контейнеров с установленными контейнерами хранения HI-STORM являются:

- контроль / мониторинг состояния HI-STORM, в том числе:
 - очистка от пыли, снега и т.п. входных вентиляционных каналов;
 - очистка выходных вентиляционных каналов;
 - техобслуживание датчиков температуры (замена для проверки, и калибровки);
- контроль и обслуживание средств радиационного мониторинга, установленных на площадке хранения;
- очистка площадки от посторонних предметов (пыль, снег, листья).

Периодичность техобслуживания:

- внешний осмотр площадки хранения проводится ежедневно;
- контроль средств радиационного контроля без отключения оборудования – согласно паспортам приборов, но не реже 1 раз в неделю;
- контроль и калибровка приборов радиационного контроля с отключением оборудования – 1 раз в год;
- контроль оборудования измерения температуры - согласно паспортам приборов, но не реже 1 раза в год;
- визуальный контроль состояния вентиляционных отверстий HI-STORM – 1 раз в неделю;
- уборка снега, пыли или других предметов (листья) - по необходимости.

При техническом обслуживании используется следующая специальная техника:

- Передвижная люлька для обслуживания выходных вентиляционных каналов и приборов контроля, расположенных на высоте;
- Снегоуборочная машина.

Расчетное количество персонала для выполнения работ при техобслуживании площадки хранения ЦХОЯТ составляет:

- для ежедневного контроля и осмотра, очистки вентиляционных отверстий, механической уборки площадки - два обходчика;
- для планового технического обслуживания:

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 70
Ядерная и радиационная безопасность		Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04
		Ред. 03

- 1 слесарь;
- 1 электрик;
- 2 техника КИП и А.

Ожидаемые дозы облучения для обслуживающего персонала представлены в таблице 3.4.9. Оценка выполнена для проектного заполнения площадки хранения, т.е. для 458 HI-STORM, 20 приборов контроля датчиков мощности дозы по периметру площадки хранения и 916 датчиков контроля температуры.

Таблица 3.4.9 - Оценка доз облучения персонала при техническом обслуживании

	Внешний осмотр площадки хранения	Контроль средств радиационного контроля	Контроль и калибровка приборов радиационного контроля	Контроль оборудования измерения температуры	Визуальный контроль состояния вентиляционных отверстий HI-STORM	Уборка снега, пыли или других предметов (листья)
Периодичность в год	365	52	1	1	52	52
Количество в год, раз	365	1040	20	916	52	52
Длительность операции, час	1	0,1	0,5	0,08	2	3
Расстояние до источника, м	9	10	10	0,5	5	2
Мощность дозы при проведении операции, мЗв/ч	$2,78 \times 10^{-2}$	$2,74 \times 10^{-2}$	$2,74 \times 10^{-2}$	0,34	$4,05 \times 10^{-2}$	0,1
Полученная доза, мбэр/год	10,15	2,85	0,274	24,92	4,21	15,76
Персонал	Обходчик	Электрик, техник КИПиА	Электрик, техник КИПиА	Техник КИПиА	Обходчик	Обходчик

По результатам расчетов, представленных в таблице 3.4.9, наиболее облучаемыми являются техники КИП и А, общая индивидуальная годовая доза облучения составляет 24,92 мЗв/год в случае, если работает один человек.

Учитывая, что штатным расписанием предусмотрено 4 человека – по два человека в одну вахту, индивидуальная годовая доза персонала КИП и А составит 6,2 мЗв/год, что ниже регламентируемых НРБУ-97[8].

3.4.2.4 Мероприятия по обеспечению радиационной безопасности при НУЭ

Радиационная безопасность эксплуатационного и ремонтного персонала должна быть обеспечена выполнением комплекса мероприятий.

Организационные мероприятия

Перед началом эксплуатации и периодически в процессе эксплуатации предполагается проведение следующих организационных мероприятий:

- подготовка персонала;
- контроль и надзор.

Подготовка персонала направлена на получение знаний в области правил радиационной, общетехнической и пожарной безопасности при проведении работ на

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 71
Ядерная и радиационная безопасность		Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04
		Ред. 03

ЦХОЯТ, как в условиях нормальной эксплуатации, так и при возможных авариях, а также знаний и практических навыков осуществления технологических процессов обращения с МЦК при их транспортировании, подготовки к хранению и осуществлении хранения.

Подготовка персонала включает изучение нормативной и эксплуатационно-технической документации предприятия, правил поведения в Зоне Отчуждения, а также действий в условиях аварийных ситуаций и аварий в объеме, требуемом должностными обязанностями и возлагаемой ответственностью. По окончании подготовки, персонал проходит проверку знаний с получением удостоверений установленного образца.

Обучение персонала будет производиться по специально разработанным программам, в которых предусмотрено изучение, следующих материалов:

1) Правил поведения на территории ЦХОЯТ, включая:

- права и обязанности персонала ЦХОЯТ;
- порядок прохода и выхода с территории ЦХОЯТ;
- порядок получения и применения индивидуальных дозиметров;
- порядок прохождения стоек дозиметрического контроля.

2) Основы дозиметрии, радиационно-опасные факторы ЦХОЯТ, методы защиты от ионизирующих излучений, а также параметры радиационной обстановки в местах проведения работ.

3) Правила обращения со средствами индивидуальной защиты (СИЗ), включая:

- состав основного комплекта СИЗ и СИЗОД;
- порядок применения СИЗ.

4) Порядок действий в возможных аварийных ситуациях и авариях, включая:

- действия в случае возникновения аварийной ситуации;
- маршруты эвакуации в случае аварии;
- оказание первой медицинской помощи пострадавшему и т.д.

Профессиональная подготовка производится согласно специализации работника путем теоретического изучения технологического регламента производства работ, вмененных ему в обязанность, а также отработки практических действий на тренажерах. После проверки знаний, полученных в результате теоретической подготовки и работе на тренажерах, персонал для приобретения практических навыков в производственных условиях переходит к тренингу с использованием пустых МЦК. При получении положительных результатов работник допускается к выполнению отдельных технологических операций под контролем опытного специалиста-инструктора с последующим расширением номенклатуры этих операций по достижении опыта работы.

Для повышения безопасности проведения работ предусматривается дополнительное проведение целевых инструктажей персонала. Порядок проведения инструктажей персонала определяется в соответствии с требованиями нормативных документов.

Контроль и надзор выполняется с целью повышения безопасности проведения работ, а также недопущения нарушений регламента при выполнении технологических операций, что может привести к аварийной ситуации и неоправданному облучению персонала выше установленных контрольных уровней.

Технические мероприятия

В качестве основных технических мер защиты, обеспечивающих радиационную безопасность, при нормальных условиях эксплуатации предусмотрено:

- экранирование;

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 72
Ядерная и радиационная безопасность		Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04
		Ред. 03

- использование дистанционно управляемых механизмов;
- дезактивация;
- вентиляция и газоочистка;
- теленаблюдение.

Радиационная безопасность ЦХОЯТ строится на принципе многобарьерной защиты.

Барьеры МЦК являются препятствием механическому распространению радиоактивных веществ в окружающее пространство, практически не препятствуя распространению ионизирующего излучения. Барьерами, обладающими функциями защиты от излучения, являются контейнеры HI-TRAC при перегрузках, HI-STAR при транспортировке, HI-STORM при хранении.

Одним из основных мероприятий противорадиационной защиты является экранирование, позволяющее снизить радиационное воздействие с учетом принципа ALARA до уровня, обусловленного нормативными документами.

При проектировании будет использован дифференцированный подход к экранированию, учитывающий:

- специфику технологического процесса;
- необходимость присутствия персонала при осуществлении тех или иных операций;
- время нахождения персонала в различных помещениях.

Вентиляция помещений, в которых производится обращение с контейнерами, представляет собой дополнительный динамический барьер на пути распространения радиоактивных веществ в окружающую среду.

Вентиляция устроена таким образом, чтобы воздух из более грязных помещений не попадал в помещения постоянного пребывания персонала. Удаляемый из технологических помещений воздух очищается на аэрозольных фильтрах перед его выбросом в окружающее воздушное пространство.

Радиационно-гигиенические мероприятия

На ЦХОЯТ вводится санитарно-пропускной режим.

Санитарно-пропускной режим необходим для физической защиты, для исключения выноса радиоактивного загрязнения за пределы ЦХОЯТ, контроля загрязненности СИЗ и кожных покровов, переодевания и санитарной обработки персонала, сбора и отправки загрязненных СИЗ на дезактивацию и захоронение.

Территория, здания и помещения ЦХОЯТ разделены на две зоны:

- зону строгого режима, где возможно воздействие на персонал радиационных факторов;
- зону свободного режима, где при нормальной эксплуатации практически исключается воздействие на персонал радиационных факторов.

В зависимости от степени радиационного воздействия на ЦХОЯТ помещения делятся на три категории:

- необслуживаемые помещения;
- периодически обслуживаемые помещения;
- помещения постоянного пребывания персонала.

При введении санитарно-пропускного режима проход персонала в помещения зоны строгого режима здания приемки и выход за ее пределы осуществляется только через санпропускник (стационарное разделительное санитарно-гигиеническое устройство).

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 73
Ядерная и радиационная безопасность		Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04
		Ред. 03

Для контроля радиационного воздействия на персонал, население и окружающую среду при нормальных условиях эксплуатации ЦХОЯТ, нарушениях условий нормальной эксплуатации и при проектных авариях в ЦХОЯТ предусмотрена система радиационного контроля (СРК). Ее функционирование позволит персоналу удерживать уровни загрязнения, а также дозы облучения персонала и населения, на разумно достижимом низком уровне и ниже регламентируемых пределов.

Система радиационного контроля (СРК) состоит из следующих подсистем:

- радиационного технологического контроля (РТК);
- радиационного дозиметрического контроля (РДК);
- индивидуального дозиметрического контроля (ИДК);
- радиационного контроля окружающей среды (РКОС);
- радиационного контроля за не распространением радиоактивных загрязнений.

В зависимости от характера проводимых работ, радиационный контроль включает:

- контроль мощности доз ионизирующего излучения, плотности потока бета и альфа-частиц на рабочих местах, производственных помещениях и территории санитарно-защитной зоны и зоны наблюдения;
- контроль содержания радиоактивных газов и аэрозолей в производственных и административных помещениях;
- контроль уровня загрязнения производственных помещений и поверхностей оборудования, кожных покровов и одежды персонала;
- контроль выброса радиоактивных веществ в атмосферу;
- контроль содержания радиоактивных веществ в стоках;
- контроль сбора, перемещения твердых и жидких радиоактивных отходов;
- контроль уровня загрязнения транспортных средств.

Предусматривается установка приборов контроля с автоматическими звуковыми и световыми устройствами (например, в помещениях, где проводятся работы по обращению с ОЯТ).

Система радиационного контроля ЦХОЯТ входит в состав системы контроля и управления комплекса систем ЦХОЯТ и описана в томе 1 части 3 ТЭО.

3.5 Радиационная безопасность при авариях

Перечень исходных событий (ИС), рассмотренных для данной технологии, соответствует требованиям ПНАЭГ-14-029-91 [4] (подразделам 4.2; 4.3; 4.4) и НП 306.2.105-2004 [3]. Некоторые требования [4] не применимы к ЦХОЯТ ввиду специфических особенностей технологии, а именно:

- п. 4.2.11 [4] (течь из бассейна выдержки или разрыв трубопроводов, приводящие к снижению уровня воды);
- п. 4.2.13 [4] (образование взрывоопасных смесей в хранилище отработавшего топлива);
- п. 4.2.14 [4] (аварии на реакторе, влияющие на безопасность комплекса систем хранения и обращения с ядерным топливом);
- п.4.2.14 [4] (аварии в системах, не связанных с хранением и обращением с топливом, приводящие к повреждению оборудования для хранения и транспортировки ядерного топлива);
- п.4.3.2 [4] (полное обезвоживание хранилища ОЯТ);

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 74
Ядерная и радиационная безопасность		Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04
		Ред. 03

- п.4.3.3 [4] (падение технологического оборудования и строительных конструкций на перекрытие отсеков хранения или хранимое ОЯТ);

- п.4.3.4 [4] (затопление хранилищ класса I водой).

Требование п.4.4.3 [4] и [3] об учете влияния кипения воды и образования пароводяной смеси на увеличение эффективного коэффициента размножения нейтронов ($K_{эфф}$) реализовано в анализах ядерной безопасности энергоблоков АЭС, так как возможно только при загрузке ОТВС на энергоблоке.

Требование п.4.4.5 [4] и [3] об учете возможного проникновения воды в сухое хранилище ОЯТ при принятой технологии хранения ОТВС (МЦК с двумя барьерами герметичности), проникновение воды или пароводяной смеси внутрь МЦК, исключено.

Обоснование полноты перечня исходных событий, регламентируемых [4] и [3] будет проведено при выполнении ОАБ ЦХОЯТ на стадии проект.

Ниже приводится краткий анализ исходных событий аварий на ЦХОЯТ на основании данных компании Холтек, выполненный при лицензировании системы HI-STORM в США. Требования к перечню рассматриваемых событий в США приведены в 10CFR72 [25], формат предоставления информации в ОАБ – в соответствии с требованиями NUREG-1536 [26].

В связи с тем, что в разделе используется терминология США, в разделе применяемых терминов приведены определения терминов аномальные события, проектные и запроектные аварии в соответствии со стандартами ANSI/ANS-57.9-1992 "Критерии проектирования самостоятельных хранилищ отработавшего ядерного топлива (сухого типа)" [28].

3.5.1 Нарушение нормальных условий эксплуатации

В данном подразделе описаны аномальные события или ожидаемые отклонения от нормальных условий эксплуатации, которые рассмотрены при лицензировании системы HI-STORM в США. Рассматриваемые события могут быть как однократными (перегрузочные операции), так и неоднократными в течение проектного срока эксплуатации ЦХОЯТ. При этом, эти события не приведут к нарушению пределов безопасной эксплуатации (например, к превышению максимально допустимой температуре оболочки ТВЭЛ).

3.5.1.1 Аномальные погодные условия

В соответствии с требованиями 10CFR72 [25] контейнеры HI-STORM рассчитаны на температуры окружающей среды, приведенные в таблице 3.5.1. Предполагается, что нижний и верхний предел аномальных температур продержится не более 72 часа.

Расчет МЦК и HI-STORM для аномальных температур площадки ЦХОЯТ будет выполнен на стадии проект.

Для сравнения в таблице 3.5.1 представлены параметры окружающего на площадке ЦХОЯТ.

Таблица 3.5.1 - Значения температуры окружающей среды

Условие	Температура, на которую рассчитан HI-STORM, °C	Температура окружающей среды в районе площадки ЦХОЯТ, °C
Нормальная температура воздуха (в среднем за год)	27	6,7
Нормальная температура земляного покрова (в	25	-

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 75
Ядерная и радиационная безопасность		Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04
		Ред. 03

Условие	Температура, на которую рассчитан HI-STORM, °C	Температура окружающей среды в районе площадки ЦХОЯТ, °C
среднем за год)		
Аномальная температура воздуха (в среднем 3 суток)	От -40 до 38	От -35 до 39
Крайний аварийный уровень температуры воздуха (в среднем 3 суток)	52	40

Расчетные температуры компонентов HI-STORM для температур окружающего воздуха, приведенных в таблице 3.5.1, приведены в таблице 3.5.2.

Таблица 3.5.2 Расчетные температуры компонентов HI-STORM

Компонент HI-STORM 100	Предельные параметры температуры в условиях долговременного хранения, нормальной эксплуатации (Долговременные события), °C	Предельные параметры температуры при внештатных и аварийных условиях (Кратковременные события), °C
Корпус МЦК	260	413
Корзина МЦК	385	510
Нейтронный поглотитель МЦК	427	510
Крышка МЦК	288	413
Днище МЦК	204	413
Оболочка ТВЭЛ	400	400 или 570 (кратковременные операции)* 570 (внештатные и аварийные условия)
Наружная обечайка HI-STORM	177	316
Бетонная часть HI-STORM	149	177
Внутренняя обечайка HI-STORM	177	204
Крышка HI-STORM	232	288

* кратковременные операции включают сушку МЦК и транспортировку в пределах площадки, предельный параметр температуры в 570°C применяется к МЦК, который содержит все ОТВС со средней степенью выгорания. Предельное значение температуры 400°C -для МЦК содержащего одну или более ОТВС с более высокой степенью выгорания.

Таким образом, на стадии проект необходимо будет подтвердить, что при нормальных температурах окружающего воздуха температура оболочки ТВЭЛ не будет превышать 350°C, а при аномальных температурах окружающего воздуха в течение 72 часов температура оболочки ТВЭЛ не будет превышать 450°C.

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 76
Ядерная и радиационная безопасность		Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04
		Ред. 03

3.5.1.2 Частичная закупорка отверстий корзины МЦК

Конструкция корзины МЦК представляет собой ячейки для ОТВС, которые у днища соединены между собой овальными вентиляционными отверстиями. Внешний вид вентиляционных отверстий можно наглядно увидеть на рисунке 2.2.1. В соответствии с требованиями 10CFR72 [25], рассмотрена ситуация с закупоркой вентиляционных отверстий внутри МЦК.

В качестве источника возможной закупорки отверстий рассматриваются просыпи топлива вследствие разрушения ТВЭЛ или коррозионные отложения на поверхности ТВЭЛ. ОТВС в МЦК хранится в инертной среде с температурой оболочки ТВЭЛ ниже допустимых значений, следовательно, достоверный механизм, который мог бы быть причиной значительной деградации оболочки ТВЭЛ во время хранения в МЦК, отсутствует. Поэтому в дальнейшем рассмотрены только возможность и количество возможных коррозионных отложений и влияние этих отложений на теплоотвод между ячейками с ОТВС внутри МЦК.

Конструкция МЦК разработана таким образом, чтобы она была способна противостоять уменьшению площади сечения потока воздуха ввиду частичной закупорки вентиляционных отверстий корзины МЦК. Целью выполнения анализа являлось определение максимально возможной толщины коррозионных отложений на дне МЦК и сравнение толщины отложений с размером отверстий, соединяющих ячейки корзины внутри МЦК. В качестве консервативного предположения принимается, что отверстие между ячейками является полукруглым с диаметром, равным меньшему диаметру овала, т.е. реальной овальной формой отверстия пренебрегли.

Для оценки максимально возможного количества отложений были использованы экспериментальные данные по возможному поверхностному загрязнению ОТВС реакторов PWR в США. Исходя из поверхностного загрязнения ОТВС и площади ячейки для ОТВС, максимальная толщина грязевых отложений на дне МЦК, составляет 9,1 мм. Данное значение в дальнейшем может рассматриваться как граничное значение для ОТВС реакторов типа ВВЭР.

Полученное значение толщины отложений меньше диаметра овального отверстия в корзине МЦК, следовательно, закупорки отверстия не происходит и теплоотвод не нарушается. Проведенный анализ позволяет утверждать, что при частичной закупорке отверстий МЦК, барьеры герметичности МЦК не нарушаются и, следовательно, выход радиоактивных веществ в окружающую среду не ожидается.

3.5.1.3 Частичная закупорка вентиляционных каналов HI-STORM

Вентиляционные каналы HI-STORM закрыты мелкочаистой стальной решеткой, развернутой под углом 90°, в процессе эксплуатации регулярно проверяются в соответствии с регламентом обслуживания контейнеров, на входе и выходе из каналов предусмотрен стационарный непрерывный контроль температуры воздуха, следовательно, маловероятно, что вентиляционные каналы будут закупорены обломками, телами животных и т.д. во время нормальной эксплуатации и при нарушениях условий нормальной эксплуатации.

Консервативно, для оценки последствий принято, что два из четырех вентиляционных канала будут полностью закупорены.

При анализе этого события использованы модели воздушного потока для расчета температуры воздуха в воздушном кольцевом зазоре. Закупорка двух входных отверстий уменьшает общую площадь входного сечения в два раза, что приводит к увеличению потерь k/A^2 (k - это коэффициент гидравлических потерь, A - площадь проходного сечения) для

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 77
Ядерная и радиационная безопасность		Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04
		Ред. 03

площади входного отверстия в четыре раза. Однако, система воздушного потока в HI-STORM спроектирована таким образом, что потери на входе составляют относительно малую часть общего перепада давления, поэтому возрастание общей суммы $\Sigma k/A_i^2$ составляет около 29%. Вследствие этого расход воздуха сокращается на 9%.

Такое сочетание факторов (один из них увеличивает снижение давления, а другой уменьшает) приводит к общему снижению давления из-за уменьшения расхода воздуха на 8%. Понижение расхода воздуха приводит к более высокому значению перепада температур между входными и выходными отверстиями. В результате перепад температур возрастает примерно на 10% и температура выходящего потока воздуха увеличивается с 73 °C (164°F) до 78 °C (173 °F). Как показано ОАБ для контейнера HI-STORM, подъем температуры из-за такого события незначителен (по сравнению с нормальными условиями работы).

При оценке доз персонала, занятого очисткой вентиляционных каналов принимается, что рабочий, стоя на коленях в течение 30 минут (фактическое время, проведенное им на коленях), руками прочищает входные вентиляционные отверстия. Принимая мощность дозы на боковой поверхности HI-STORM равной 0,53 мЗв/ч (см. табл. 3.4.4.), можно прийти к выводу, что ладони и предплечья рабочего за 30 минут получают дозу 0,21 мЗв, на грудь и туловище придется несколько меньшая доза. Таким образом, полученные дозы с учетом консервативного подхода значительно ниже допустимых.

3.5.1.4 Нарушения при транспортно-технологических операциях

Нарушения при обращении с контейнерами HI-STORM и HI-STAR

Контейнер HI-STORM спроектирован таким образом, чтобы выдерживать падение с высоты 28 см, при этом, содержащийся в контейнере МЦК остается не поврежденным.

В ЦХОЯТ транспортировку загруженного HI-STORM предполагается осуществлять гусеничным транспортером, конструкция которого обеспечивает не превышение регламентируемой высоты подъема HI-STORM над землей.

Используемый в ЦХОЯТ HI-STAR является транспортным контейнером, который должен быть рассчитан на падение с высоты 9 м без повреждения содержимого контейнера. В здании приемки максимальная высота подъема контейнера HI-STAR составляет 7 м.

Для исключения отказов грузоподъемного оборудования, транспортирующего оборудование, содержание ОТВС, предполагается использовать оборудование в сейсмостойком исполнении с повышенными показателями надежности.

Проведенный предварительный анализ позволяет утверждать, что нарушения при транспортно-технологических операциях не приведут к дополнительным дозовым нагрузкам персонала.

Нарушения при опускании МЦК из HI-TRAC в HI-STAR

Причиной данного исходного события является грубая ошибка персонала, приводящая к тому, что:

- либо HI-TRAC и HI-STAR не будут располагаться по одной вертикали при опускании загруженного МЦК в HI-STAR;
- либо в HI-STAR или в HI-TRAC присутствует какой-либо посторонний предмет, препятствующий свободному опусканию МЦК в HI-STAR при опускании крюка крана.

Данное событие может быть только однократным при загрузке HI-STAR и является маловероятным. Событие обнаруживается по постороннему шуму при скольжении

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 78
Ядерная и радиационная безопасность		Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04
		Ред. 03

опускаемого МЦК по поверхности HI-TRAC или по HI-STAR. В наихудшем случае будет заметно ослабление натяжения тросовых строп, соединяющих МЦК с крюком крана. При любом из этих событий оперативный персонал обязан немедленно дать команду оператору крана прекратить опускание МЦК, поднять ее и поставить обратно в HI-TRAC.

Учитывая, что в процессе опускания МЦК единственной действующей на него силой является сила тяжести, наихудшим вариантом будет воздействие нагрузки из-за ускорения $1g$ на нижнюю или боковую части МЦК, в случае, если он будет остановлен действием помехи. При оценке последствий учитывается, что МЦК спроектирован в расчете на большие нагрузки чем $1g$, поэтому данное событие не приведет к разрушению МЦК.

Для оценки дополнительных доз персонала при ликвидации аварии предполагается, что два человека будут работать на расстоянии 1 метра от HI-TRAC на протяжении дополнительных 30 минут. Принимая мощность дозы на расстоянии 1 метра от боковой поверхности HI-TRAC равной $1,26 \text{ мЗв/ч}$ (см. таблица 3.4.4), можно прийти к выводу, что ликвидация данной аварии приведет к суммарной дополнительной дозе облучения $1,26 \text{ чел-мЗв}$.

При возникновении данного события должны быть приняты следующие меры:

- немедленно прекращено дальнейшее опускание МЦК;
- МЦК поднят и возвращен в HI-TRAC;
- проверена взаимная центровка HI-TRAC и HI-STAR;
- проверено, находятся ли днища HI-TRAC и HI-STAR в горизонтальной плоскости;
- проверен HI-STAR на наличие в нем посторонних предметов;
- проведена повторная попытка опускания МЦК.

3.5.2 Проектные аварии

3.5.2.1 Землетрясение

Здание приемки и площадка хранения контейнеров HI-STORM, как сооружения 1 категории ответственности за ядерную и радиационную безопасность по ПиН АЭ 5.6 [7] и 1 категории сейсмостойкости по ПНАЭГ 5-006-87 [20], спроектированы так, чтобы выдерживать нагрузки при МРЗ (1 раз в 10000 лет), что для данной площадки соответствует землетрясению силой 6 баллов. При этом в соответствии с определением ПНАЭГ 5-006-87 сооружения 1 категории сейсмостойкости должны сохранять свои защитные и локализирующие функции после землетрясения силой 6 баллов. Таким образом, землетрясение не является исходным событием проектной аварии.

В процессе лицензирования системы HI-STORM 100 в США, был проведен анализ устойчивости контейнера HI-STORM при сейсмических воздействиях. Проведенный анализ неподвижности контейнера при действии сейсмической нагрузки показал, что при действии на HI-STORM горизонтального ускорения до $0,1g$ (7 баллов) и соответствующего вертикального, он сохраняет состояние покоя при значениях коэффициента трения не менее 0,1, т.е. неподвижность контейнера обеспечивается.

3.5.2.2 Смерч

Здание приемки и HI-STORM, как сооружения 1 категории ответственности за ядерную и радиационную безопасность по ПиН АЭ 5.6 [7] должны быть спроектированы с учетом особых воздействий, вызванных смерчем, что для данной площадки соответствует классу смерча 3. Поскольку прочность стен для здания приемки будет рассчитана в расчете

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 79
Ядерная и радиационная безопасность	Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04	
	Ред. 03	

на сопротивление нагрузкам, возникающим при проектном событии – смерче класса 3, целостность внешних стен здания сохраняется. Таким образом, смерч не является исходным событием проектной аварии.

Проектные критерии по смерчу для HI-STORM (см. таблица 3.5.4), использованные при расчетах при лицензировании системы в США, являются более жесткими, чем исходные данные для площадки ЦХОЯТ (см. таблица 3.5.3).

Возможные виды анализируемых повреждений HI-STORM в результате смерча включают срыв верхней части контейнера под действием ветровой нагрузки, потерю устойчивости и повреждение корпуса ударами летящих предметов.

Система HI-STORM 100 должна противостоять давлению, ветровой нагрузке и летящим предметам, образующимся в результате смерча. Расчетные параметры ветровых нагрузок и смерча для системы HI-STORM указаны в таблице 3.5.4. Падение давления ограничивается расчетным внешним давлением МЦК для аварийных условий.

Перечень и характеристика постулируемых летящих предметов, которые были учтены при лицензировании системы HI-STORM 100, представлены в таблице 3.5.5.

Таблица 3.5.3 – Характеристика смерча для района размещения площадки ЦХОЯТ

Условие	Параметр
Максимальная скорость вращения воронки, V_p (м/с)	81
Скорость поступательного движения смерча, U_p (м/с)	20,3
Перепад давления между центром и периферией воронки смерча, ΔP_p (гПа)	81

Таблица 3.5.4 – Характеристика смерча, рассматриваемого при лицензировании HI-STORM в США

Условие	Параметр
Горизонтальная составляющая скорости вращательного движения воронки смерча, м/с	130
Скорость перемещения предметов (м/с)	31
Максимальная скорость ветра (м/с)	160
Падение давления между центром и периферией воронки смерча (кПа)	20,7

Таблица 3.5.5 – Характеристика летящих предметов

Характеристика предмета	Масса, кг	Скорость, м/с
Автомобиль	1800	56,3
Прочный стальной цилиндр (20,3см в диаметре)	125	56,3
Шар (2,54см в диаметре)	0,22	56,3

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 80
Ядерная и радиационная безопасность	Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04	
	Ред. 03	

Влияние ураганных ветров и предметов, поднятых в воздух смерчем, рассматриваются отдельно и объединяются в соответствии с NUREG – 0800 [27]. Характеристики смерча для проектных расчетов были выбраны в соответствии с руководящим материалом Regulatory Guide 1.76 [38].

В результате анализа было определено, что сила воздействия смерча является недостаточной для того, чтобы опрокинуть или сдвинуть контейнер, поскольку опрокидывающий момент меньше восстанавливающего момента и коэффициент трения скольжения (для стали или бетона) больше чем 0,11.

Расчеты сопротивления корпуса контейнера и его крышек проникновению бронебойных снарядов показывают, что толщина слоя бетона и стали достаточна, чтобы предотвратить дробление, растрескивание или раскалывание различных элементов конструкции контейнера, играющих роль оболочек-барьеров. Оценивалась общая реакция контейнера на ударные воздействия, вызванные деформируемым "снарядом", обладающим большой энергией. Такие расчеты показывают, что после подобного события контейнер останется в вертикальном положении и, что нагрузки, вызванные ударом, не нарушат целостности контейнера.

Поскольку постулированные нагрузки при воздействии смерча не способны привести к опрокидыванию контейнера, они не окажут никакого влияния на МЦК.

Таким образом, смерч не является исходным событием проектной аварии для HI-STORM. Подробные расчеты будут проведены для контейнера HI-STORM при лицензировании технологии в Украине.

3.5.2.3 Удар молнии

В ЦХОЯТ предусматривается создание системы молниезащиты всех зданий и сооружений, включая контейнеры HI-STORM. Система спроектирована в расчете на обеспечение защиты от удара молнии.

Для зданий и сооружений, где предусматривается молниезащита, молния не является исходным событием проектной аварии

3.5.2.4 Сильные ветры, ураган

Воздействие ветра не превышает воздействие смерча. Таким образом, если смерч не является исходным событием проектной аварии, можно предположить, что сильный ветер также не является исходным событием проектной аварии.

3.5.2.5 Затопление при паводках и половодьях

В качестве исходного события рассматривались события связанные с возможным подтоплением ЦХОЯТ при паводках и половодьях на реках Уж, Сахан и Припять.

Рассматривался максимальный уровень весеннего паводка +110,40 м БС, который не может оказать воздействия на здания ЦХОЯТ и HI-STORM, так как планировочная отметка площадки составляет не менее 138,50 м БС.

Таким образом, затопление не является исходным событием проектной аварии

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 81
Ядерная и радиационная безопасность	Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04	
	Ред. 03	

3.5.2.6 Сильный снегопад

Для зданий и сооружений ЦХОЯТ, максимальная снеговая нагрузка мала по сравнению с воздействиями других рассматриваемых нагрузок.

Контейнер HI-STORM рассчитан с учетом воздействий от снега и оледенения. При этом, при лицензировании системы в США, для расчета давления, оказываемого на HI-STORM скоплениями снега, использованы данные для континентальной части Соединенных Штатов и Аляски. Расчетные значения давления снега для обогреваемых конструкций (тепло от ядерного топлива), таких как система HI-STORM, варьируются в пределах от 3,4 –4,8 кгс/см². Учитывая, что Украина расположена значительно южнее Аляски и максимальное количество снега в районе размещения ЦХОЯТ, составляет 75 см, считается, что сильный снегопад в части оказываемого давления на конструкции HI-STORM не является исходным событием аварии.

Воздействие снегопада с точки зрения закупорки вентиляционных каналов HI-STORM рассматривается при анализе полной закупорки вентиляционных каналов.

3.5.2.7 Сильные дожди

Абсолютный суточный максимум осадков, который был зарегистрирован за весь период наблюдения в районе площадки ЦХОЯТ, выпал в мае 1983 г. и был равен 81 мм. С частотой 1 раз в сто лет суточный максимум может достигнуть или превысить 100 мм.

На территории ЦХОЯТ предусмотрена ливневая канализация, которая предназначена для отвода воды, выпадающей в случае сильных дождей, и таким образом, предотвращается затопление территории ЦХОЯТ, включая площадку хранения контейнеров HI-STORM.

Вентиляционные отверстия HI-STORM размещены на уровне земли, следовательно, при аномально сильных дождях, возможно, что уровень осадков будет выше уровня вентиляционных отверстий. Данное событие рассматривается в связи полной закупоркой вентиляционных отверстий. ОТВС находятся в герметичном МЦК, поэтому доступ воды к ОТВС исключен.

3.5.2.8 Сдвиги грунта любого генезиса, обвалы

В соответствии с составом почвы промплощадки ЦХОЯТ, риск сдвигов грунта и обвалов для данной площадки отсутствует.

3.5.2.9 Размывание берегов, склонов, русл

Площадка находится на значительном удалении от русл рек, поэтому данные исходные события для данной площадки не рассматриваются.

3.5.2.10 Провал и оседание территории, в том числе при подземном размыве

Условия площадки (уровень грунтовых вод более 20 м от уровня земли) и принимаемые решения при строительстве зданий и сооружений ЦХОЯТ (мероприятия по учету осадок и кренов зданий) исключают данное исходное событие для ЦХОЯТ.

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 82
Ядерная и радиационная безопасность		Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04
		Ред. 03

3.5.2.11 Взрыв, пожар за пределами площадки

Учитывая, что рядом с площадкой ЦХОЯТ проходит автодорога, в качестве исходного события рассматривается взрыв автотранспортного средства, перевозящего баллоны с ацетиленом.

Здание приемки, как сооружение 1 категории ответственности за ядерную и радиационную безопасность по ПиН АЭ 5.6 [7] спроектировано с учетом особых воздействий, вызванных внешним взрывом. Его конструкции должны выдерживать воздействие воздушной ударной волны с давлением во фронте до 30 кПа с продолжительностью фазы сжатия до 1с при горизонтальном распространении.

В качестве исходного события рассматривается авария с автомобилем, перевозящем баллоны со сжиженным газом (ацетилен, 40 кг) на автомобильной дороге к комплексу Вектор. В результате аварии автомобиля произошла утечка газа, в результате чего образовалось облако ацетилено-воздушной смеси в стехиометрической пропорции. Облако приближенно представляется в виде полусферы, в центре которой инициируется взрыв. Избыточное давление на фронте воздушной ударной волны 10 кПа достигается для 40 кг ацетилена на расстоянии 73 м, т.е. параметры проектного критерия для проектирования здания приемки не достигнуты, следовательно, конструкции здания не разрушаться.

Параметры воздушной волны, на которые рассчитаны элементы системы HI-STORM, приведены в таблице 3.5.6. Из таблицы видно, что наружные компоненты HI-STORM рассчитаны на максимальное внешнее давление 69 кПа, что выше возможной ударной волны вследствие взрыва баллона с ацетиленом. На стадии проект будет проведен анализ взрывной опасности для площадки ЦХОЯТ и определены конкретные параметры взрывной волны, потенциально возможной для условий площадки.

Таблица 3.5.6 - Расчетные параметры давления

Давление	Условие	Давление
Наружное давление на HI-STORM	Нормальное	Внешнее (0)
	Внештатное	Внешнее (0)
	Аварийное	Перепад давления в течение максимум 1 секунды 69 кПа или перепад давления в статичном состоянии 34 кПа

Проведенный в ОАБ для лицензирования системы HI-STORM [31] в США анализ показывает, что давление взрывной волны от аварии со взрывом вблизи зоны хранения HI-STORM не вызовет опрокидывания или смещения HI-STORM. Поэтому выхода радиоактивных материалов из-за взрыва не произойдет.

Площадка ЦХОЯТ расположена в пределах лесного массива. Для исключения влияния лесного пожара на здания и сооружения ЦХОЯТ, предусматривается создание противопожарных полос за пределами промплощадки ЦХОЯТ в соответствии с нормативными требованиями.

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 83
Ядерная и радиационная безопасность		Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04
		Ред. 03

3.5.2.12 Террористический акт и хищение ядерного материала

Принятые технические решения по технологии хранения ОЯТ (герметичный МЦК и металлобетонный защитный HI-STORM) и принимаемые решения по системе физической защиты позволяют исключить хищение источника ионизирующего излучения, включая ядерный материал из исходных событий проектных аварий.

Последствия террористического акта, связанного с повреждением контейнера HI-STORM, рассматриваются как последствия исходного события, связанного со внешним/внутренним взрывом. На данной стадии проектирования принимается, что создаваемая ударная взрывная волна при террористическом акте, не создаст давления выше 69 кПа с фазой сжатия – до 1 секунды, при котором целостность HI-STORM обеспечивается. Для уменьшения вероятности террористического акта в ЦХОЯТ предусматривается создание особо важных зон внутри охраняемого периметра ЦХОЯТ, к которым относится и площадка хранения. Следовательно, на данной стадии проектирования, с учетом принимаемых мер физической защиты, принимается, что террористический акт не является исходным событием аварии.

3.5.2.13 Пожар внутри ЦХОЯТ

Горючими материалами, используемыми в ЦХОЯТ, являются дизельное топливо, топливо для автомобилей и смазочные материалы.

В качестве исходных событий пожара внутри ЦХОЯТ рассматриваются:

- пожар в помещении дизельгенераторной;
- пожар бензовоза с горючим при сливе топлива в емкость автозаправочного пункта;
- пожар при транспортировке гусеничным транспортером HI-STORM из здания приемки на площадку хранения в результате возгорания топливного бака транспортера.

Рассматривается пожар в одном из помещений, в которых используются дизельное топливо для дизельного оборудования (дизельгенераторная). Помещение расположено в отдельно стоящем здании электротехнических устройств в зоне свободного режима и не имеет контакта с помещениями, где содержатся контейнеры с ОТВС и радиоактивные вещества. Здание электротехнических устройств выполнено по II степени огнестойкости. Система обнаружения пожара и противопожарной защиты обеспечит автоматическое газовое пожаротушение помещения дизельгенераторов. Таким образом, принятые меры по противопожарной защите позволяют исключить влияние данного пожара на строительные конструкции площадки хранения контейнеров и здание приемки, в которых содержатся контейнеры с ОТВС и радиоактивные отходы.

Пожар бензовоза с горючим при сливе топлива в емкость автозаправочного пункта может возникнуть вследствие протечек при перекачке и нарушения правил пожарной безопасности. Автозаправочный пункт находится на расстоянии не менее 70 м от площадки хранения контейнеров, следовательно, если будет доказана стойкость HI-STORM к пожару на гусеничном транспортере, то можно считать, что воздействие данного пожара также не приведет к аварии с выходом радиоактивных веществ в окружающую среду.

При лицензировании HI-STORM в США в качестве исходного события пожара рассматривалась утечка и возгорание 227,3 л горючего из транспортера. Пожар рассматривался как воздействие падающего излучения и удельного теплового потока вынужденной конвекции на поверхности HI-STORM. Температуру от пожара принято считать равной 800°C (1475° F).

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 84
Ядерная и радиационная безопасность		Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04
		Ред. 03

При анализе события, приняты следующие исходные положения:

- контейнер HI-STORM полностью охвачен пожаром, дополнительная площадь поверхности теплообмена консервативно переносится на увеличение температуры пожара;
- минимально требуемое значение среднего коэффициента излучающей способности составляет не менее 0,9;
- принято, что окрашенная наружная поверхность HI-STORM останется невредимой при коэффициенте излучающей способности, равном 0,85;
- консервативно предполагалось, что коэффициент излучающей способности пламени равный 1,0 (предельное максимальное значение) приведет к полному почернению источника. Если консервативно предположить, что коэффициент излучающей способности пламени будет равен 1,0, а коэффициент излучающей способности для окрашенной поверхности будет равен 0,85, эффективный коэффициент излучающей способности равняется 0,85. Поскольку минимально требуемое значение 0,9 больше, чем реальная величина 0,85, применение среднего коэффициента излучающей способности в 0,9 является консервативным;
- средняя температура пламени составляет не менее 800°C (1475°F), что является консервативным, так как открытое пламя, как правило, захватывает большой объем воздуха, что приводит к более низкой температуре пламени. Дополнительно, консервативно считается, что те же самые значения температуры применимы ко всей поверхности контейнера, на которую воздействует пламя. Данные значения весьма консервативны и учитывают размер контейнера HI-STORM.
- топливный источник воздействует фронтом шириной 1 м (40 дюймов), что является консервативным, так как поток в действительности может быть и более чем границы наружной поверхности HI-STORM, т.е. более чем на 3 метра (10 футов). Консерватизм заключается в том, что при использовании фронта пожара в 1 м увеличивается время воздействия пожара при одинаковом количестве сгораемого вещества;
- на основании результатов натурных измерений температуры поверхности HI-STORM, проведенных при крупномасштабном пожаре, с учетом условий краткого по времени протекания пожара применялся консервативный коэффициент принудительной конвекции теплообмена, равный 25,55 Вт/(м²·°C).

Учитывая консервативные условия пожара, и сопутствующего ему теплового потока от огня, эффект солнечной инсоляции является незначительным и не рассматривался. Более того, дымовая завеса, возникающая в результате пожара, в основном блокирует солнечную инсоляцию.

Учитывая объем топлива в баке (227,3 л), наружный диаметр HI-STORM (3,492 м) и принятую ширину фронта горящего топлива (1 м), кольцо горящего топлива будет занимать площадь - 13,71м² и иметь глубину - 1,37 см. Исходя из этой глубины и линейного расхода топлива равного 3,8 мм/мин, расчетное время пожара составит 3,622 минуты (217 секунд). Линейный расход топлива равный 3,8 мм/мин, является наименьшей величиной, приведенной в Отчете по проведению температурных испытаний моделируемого пожара на большой площади на площадке Sandia. Использование минимального линейного расхода консервативно, так как увеличивает время протекания пожара.

При указанных характеристиках пожара, температура оболочки ТВЭЛ не превышала допустимую в соответствии с требованиями в США. На стадии проект будет выполнен анализ пожарной опасности для конкретной площадки ЦХОЯТ на контейнеры HI-STORM.

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 85
Ядерная и радиационная безопасность		Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04
		Ред. 03

Воздействие пожара на транспортный контейнер HI-STAR рассматривалось в соответствии с требованиями по безопасности в США. В качестве модели пожара рассматривался реальный пожар, который имел место при транспортировке ОЯТ в туннеле улицы Говарда в Балтиморе. Был использован программный код моделирования NIST динамики распространения пожара, подтвержденный данными тестовой программы пожара, возникшего в туннеле. Данный код смоделировал характеристики пространственной температуры в туннеле, который, не проветривался, и источником возгорания была лужа трипропилена. Пожар не ослаблял своей силы в течение семи часов. Был смоделирован транспортный комплекс, включающий контейнер HI-STAR, содержащий МЦК с отработавшим топливом от реакторов с водой под давлением, раму и железнодорожную платформу. Были проанализированы два сценария:

Сценарий 1: центр HI-STAR находился на расстоянии 20 метров (по длине одной железнодорожной платформы) от источника пожара;

Сценарий 2: HI-STAR находился вблизи пожара (центр HI-STAR находился на расстоянии 5 метров от пожара).

Расчетное время для достижения предельного значения температуры оболочки ТВЭЛ (570°C(1058°F)) по сценарию 1 и сценарию 2 составляет 100 часов и 30 часов, соответственно. Срок службы контейнера составлял 30 лет при обоих сценариях. Результаты показали, что МЦК обеспечивает защитную функцию ОТВС даже при предельном развитии событий, когда HI-STAR 100 охвачен пламенем (температура превышает 816°C) в течение 7 часов. Анализ пожара, проведенный Комиссией Ядерного Регулирования США, показал, что МЦК является важным элементом, который позволяет ослабить воздействие пожара на ОТВС за счет цельносварной, герметичной и заполненной инертным газом конструкции из коррозионностойкой стали, являющейся плохим проводником тепла и, следовательно, барьером против распространения тепла, образующегося в результате пожара на хранящееся топливо. Транспортный контейнер, который не использует МЦК (например, контейнер с крышкой на болтовых соединениях) не будет стойким воздействию пожара. Комиссия Ядерного Регулирования предоставила рекомендации Министерству энергетики по использованию МЦК при транспортировках ОЯТ, как важному элементу транспортных контейнеров, который гарантирует безопасность для жизни и здоровья населения.

3.5.2.14 Взрыв внутри ЦХОЯТ

Взрывоопасные газы в ЦХОЯТ не используются и в технологическом процессе не применяются взрывоопасные вещества.

Взрыв в ЦХОЯТ может быть вызван только возгоранием топлива, содержащегося в баке топлива на автозаправочном пункте на расстоянии 50-70 м от площадки хранения контейнеров HI-STORM и на расстоянии 70 м от здания приемки.

Влияние взрыва и пожара на автозаправочном пункте может быть рассмотрено только с точки зрения влияния на строительные конструкции здания приемки и контейнеры HI-STORM.

Здание приемки, как сооружение 1 категории ответственности за ядерную и радиационную безопасность по ПИН АЭ 5.6 [7] спроектировано с учетом особых воздействий, вызванных внешним взрывом. Его конструкции должны выдерживать воздействие воздушной ударной волны с давлением во фронте до 30 кПа с продолжительностью фазы сжатия до 1 с при горизонтальном распространении.

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 86
Ядерная и радиационная безопасность	Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04	
	Ред. 03	

Как указано в таблице 3.5.6, наружные поверхности HI-STORM рассчитаны на давление в 64 кПа.

На данной стадии проектирования предполагается, что взрыв на автозаправочном пункте не приведет к созданию воздушной ударной волны с давлением во фронте выше 30 кПа, следовательно, для здания приемки и контейнеров HI-STORM внутренний взрыв не рассматривается как исходное событие аварии.

3.5.2.15 Обесточивание

При потере внешнего электроснабжения ЦХОЯТ для систем, влияющих на ядерную и радиационную безопасность объекта, предусматривается переход на систему надежного питания (дизельгенераторы).

Для систем, исключающих перерыв электроснабжения на время включения дизель-генераторов, предусматриваются источники бесперебойного питания.

Для остальных систем, важных для безопасности, время полного обесточивания не превысит 5 минут. Для исключения влияния отказа дизельгенераторов на электроснабжение систем, важных для безопасности в условиях полного обесточивания ЦХОЯТ, предусматривается создание двух независимых секций дизельгенераторов. Таким образом, при отказе одной секции возможно подключение другой.

Учитывая, что обращение непосредственно с ОТВС в ЦХОЯТ не предусматривается, и ОТВС находятся в инертной среде в МЦК, потеря электроснабжения при транспортно-технологических операциях с МЦК не является исходным событием проектной аварии.

3.5.2.16 Аварийное возникновение повышенного давления в МЦК

При разработке системы HI-STORM и лицензировании ее в США определены расчетные давления внутри МЦК (таблица 3.5.7), при которых не происходит выхода радиоактивных веществ за пределы МЦК. Обоснование данных расчетов будет предоставлено на этапе сертификации МЦК в Украине.

Таблица 3.5.7- Расчетные параметры давления в МЦК

Давление	Условие	Давление ,МПа
Внутреннее давление МЦК	Нормальное	0,7
	Внештатное	0,76
	Аварийное	1,4

В нормальных условиях эксплуатации (НУЭ) повышение давления в МЦК выше устанавливаемого при герметизации МЦК возможно:

- за счет повышения средней температуры газа в оболочках ТВЭЛ и МЦК;
- за счет допустимой неплотности оболочек ТВЭЛ.

Максимальное давление в МЦК по первой причине возможно только при экстремальной температуре атмосферного воздуха. Однако анализ температур окружающего воздуха в разделе 3.5.1 показал, что на площадке ЦХОЯТ не могут возникнуть температура окружающего воздуха, превышающая ту, на которую рассчитан МЦК. Следовательно, для условий площадки ЦХОЯТ данная причина не реальна.

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 87
Ядерная и радиационная безопасность		Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04
		Ред. 03

Возможное повышение давления в МЦК во втором случае определяется допустимым количеством ТВЭЛ с газовой неплотностью оболочек - 1% (предел безопасной эксплуатации ТВС при их работе в реакторе согласно п. 1.2 приложения к ПБЯ РУ АС-89 [22]). Все ОТВС, выгружаемые из активной зоны, проходят контроль герметичности оболочек ТВЭЛ в соответствии с действующей на АЭС системой КГО. В результате из неплотных оболочек ТВЭЛ в пространство МЦК поступает газ и, соответственно повышается давление в МЦК. В ОАБ ЦХОЯТ на стадии проект будет определен суммарный геометрический объем газового заполнения оболочек ТВЭЛ и свободного пространства в МЦК, и соответственно определен объем газов, проникающих из “негерметичных” оболочек (1%) в гелиевое пространство МЦК, приведенный к атмосферному давлению и средней температуре газов, а также создаваемое избыточное давление. Ожидается, что создаваемое давление в МЦК не будет выше того, на которое рассчитан МЦК (таблица 3.5.7). Следовательно, при допустимой неплотности оболочек ТВЭЛ, не ожидается разгерметизации МЦК и связанного с этим дополнительного облучения персонала.

Если в результате контроля герметичности будет обнаружено, что ТВЭЛ не герметичны, то обращение с ними производится как с дефектными ОТВС с использованием специальных трубок для поврежденного топлива, описанных в разделе 2.2.1.

Что касается аварийной разгерметизации всех оболочек ТВЭЛ, то вероятность данного события отнесена в разряд запроектных. Единственной причиной, приводящей к разгерметизацией всех ТВЭЛ, помещенных в МЦК, может быть значительное внешнее динамическое воздействие на ОТВС при загрузке в МЦК. Даже если предположить, что такая авария произойдет, она будет обнаружена при последующем заполнении МЦК гелием (перед окончательной герметизацией), и такой МЦК, будет признан аварийным, и не будет вывозиться на ЦХОЯТ. Таким образом, аварию с одновременной разгерметизацией оболочек всех ТВЭЛ в МЦК можно представить только как запроектную.

3.5.2.17 Выход радиоактивных материалов с наружной поверхности МЦК

Предлагаемые технические решения с использованием контейнера HI-TRAC при загрузке ОТВС в МЦК в бассейне выдержки АЭС уменьшают вероятность загрязнения поверхности МЦК водой бассейна выдержки.

В качестве исходного события рассматривается загрязнение поверхности МЦК водой бассейна выдержки выше допустимых норм. Радиоактивное загрязнение поверхности МЦК β -излучателями консервативно составит $8,73 \cdot 10^7$ Бк/м² ($2,36 \cdot 10^5$ β -частиц / см² · мин). При этом, при загрузке МЦК в HI-STAR на АЭС данное обстоятельство не было обнаружено.

Если превышение предела поверхностного загрязнения не было своевременно обнаружено до вывоза МЦК на хранение из энергоблока АЭС, то радиоактивные частицы могут выходить в окружающую среду в следующих двух случаях:

- при извлечении МЦК из HI-STAR (кратковременный выброс из трубы здания приемки);
- при хранении МЦК в HI-STORM на площадке хранения ЦХОЯТ (продолжительный выброс из модуля хранения в течение 1 года).

При площади возможного загрязнения поверхности контейнера МЦК-31 равной 30,54 м², активность выброса составит $2,67 \cdot 10^9$ Бк. Выброс консервативно представлен исключительно радионуклидом Co⁶⁰.

Данное исходное событие является проектной аварией с максимальными последствиями.

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 88
Ядерная и радиационная безопасность	Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04	
	Ред. 03	

При анализе радиационных воздействий выбросов из вентиляционной трубы и из HI-STORM, консервативно выбирались наихудшие значения из полученных результатов.

Расчет распространения РН в атмосфере, в случае возникновения данного события, проводился по модифицированной методике Гаусса, рекомендованной МАГАТЭ (Методика приведена в приложении Б тома 3 части 2 ТЭО). Результаты расчета индивидуальной эффективной эквивалентной дозы в зависимости от расстояния до источника выброса представлены на рисунке 3.5.1.

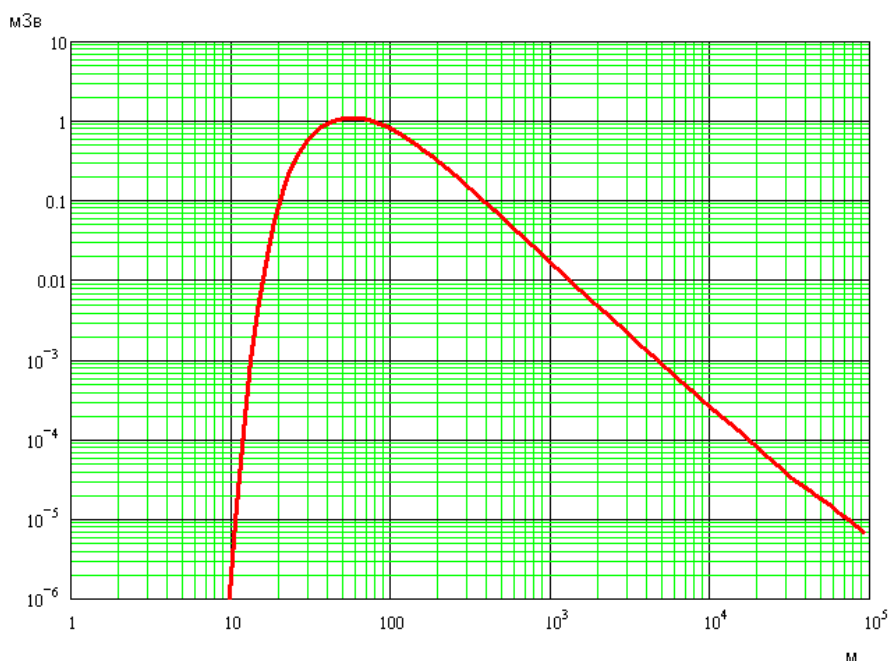


Рисунок 3.5.1- Зависимость величины эффективной дозы облучения (мЗв/год) за счет всех путей воздействия от ⁶⁰Со от расстояния (м) до ЦХОЯТ при выбросе из HI-STORM в течение 1 года

Вышеприведенный анализ показывает, что при выходе радиоактивных загрязняющих веществ с поверхности МЦК дополнительные дозы персонала не приведут к превышению допустимых годовых пределов доз.

3.5.3 Запроектные аварии

В данном разделе рассмотрены исходные события запроектных аварий, регламентируемые требованиями ПНАЭГ-14-029-91 [4], требованиями МАГАТЭ и требованиями регулирующего органа США.

Исходные события, приводящие к запроектным авариям в соответствии с требованиями ПНАЭГ-14-029-91:

- а) экстремальные природные явления, с параметрами воздействия, превышающими проектные – воздействия рассмотрены в разделе 3.5.1 и 3.5.2;
- б) запроектные аварии на ядерных установках, соседних с площадкой ХОЯТ – не рассматриваются, так как по соседству отсутствуют ядерные установки (ближайшая ЧАЭС на расстоянии 12 км);
- в) падение воздушного судна – на основании оценки вероятности этих событий или оценок рисков;

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 89
Ядерная и радиационная безопасность		Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04
		Ред. 03

г) возникновение самоподдерживающейся цепной реакции деления для систем хранения и обращения с ОЯТ (в ЦХОЯТ не возможно, так как обращение с ОТВС не предполагается, при этом, ОТВС находятся в герметичном МЦК в инертной среде).

Исходным событием запроектной аварии для системы хранения ОЯТ в соответствии с требованиями МАГАТЭ является падение самолета.

Исходными событиями запроектной аварии для системы хранения HI-STORM в США были рассмотрены:

- гипотетическое возникновение критичности;
- завалы;
- полная закупорка воздухозаборников HI-STORM;
- падение самолета;
- падение HI-TRAC с МЦК с высоты 38 м.

Учитывая, что на данной стадии проектирования, при описании исходных событий используются данные компании Холтек, ниже приведено рассмотрение запроектных аварий, рассмотренных для системы HI-STORM при ее лицензировании в США.

3.5.3.1 Гипотетическое возникновение критичности

Предполагается, что случайное возникновение критичности возможно только в процессе загрузки МЦК на АЭС. Учитывая, что процесс загрузки ОТВС в МЦК аналогичен существующему процессу загрузки ОТВС в ТК-13 (ТК-6), данный анализ выполнен в ОАБ конкретных энергоблоков АЭС. На стадии проекта ЦХОЯТ данная запроектная авария будет рассмотрена в ОАБ для загрузки МЦК с учетом особенностей процесса загрузки.

3.5.3.2 Завалы

Исходными событиями завалов могут быть наводнения, ураганный ветер или сход селевого потока. Селевые потоки, летящие предметы в результате смерча или обломки, поступающие в результате наводнения, могут привести к закупорке каналов. Завал является крайнее маловероятным событием, однако он анализировался в ОАБ при лицензировании HI-STORM [31] в США.

При анализе события обломки рассматривались как материал с максимальными теплоизоляционными свойствами. При этом, МЦК в HI-STORM подвергается краткосрочному нагреву в адиабатических условиях. Минимальное время, требующееся для того, чтобы оболочка топлива достигла краткосрочного проектного температурного предела, зависит от тепловой инерции контейнера, условий окружающей среды, в которых находился контейнер, и теплоотдачи при распаде ОЯТ.

Между максимальной расчетной температурой оболочки ТВЭЛ и краткосрочным температурным пределом оболочки ТВЭЛ существует разница порядка 149°C (300°F). В качестве допустимого повышения температуры оболочки ТВЭЛ при завале HI-STORM под обломками взято консервативное значение в 66°C (150°F), и затем построена зависимость тепловой нагрузки в МЦК от времени. Время, в течение которого температура оболочки ТВЭЛ достигнет нормируемого предела, определялось по следующей формуле:

$$\Delta t = \frac{m \times c_p \times \Delta T}{Q} \quad (3.3)$$

где Δt - допустимый срок пребывания HI-STORM под обломками (в часах);
 m - масса HI-STORM (в фунтах);

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 90
Ядерная и радиационная безопасность		Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04
		Ред. 03

c_p - удельная теплоемкость (британская тепловая единица/фунт \times °F);

ΔT - допустимый рост температуры оболочки топлива (150°F);

Q - общая тепловая нагрузка от теплообразования при распаде (британская тепловая единица /час).

Результаты анализа показали, что даже если HI-STORM будет похоронен под завалами, то допустимая предельная температура оболочки ТВЭЛ не будет достигнута в течение времени, необходимого для освобождения контейнера из-под завалов. Кроме того, обломки будут выполнять дополнительную функцию экранирования и снижения уровня излучения при проведении работ по ликвидации аварии. Следовательно, считается, что данная авария не приведет к выходу радиоактивных веществ в окружающую среду.

3.5.3.3 Полная закупорка вентиляционных каналов HI-STORM

Последствием полной закупорки вентиляционных каналов HI-STORM является то, что нормальная циркуляция воздуха, необходимого для охлаждения МЦК, прекратится. Небольшое количество тепла все же будет отводиться в результате локальной схемы циркуляции воздуха в кольце HI-STORM и его вентиляционных каналов, а МЦК будет продолжать излучать тепло в более холодный HI-STORM. При увеличении температуры контейнера МЦК будет расти температура HI-STORM. В таких условиях температура HI-STORM, контейнера МЦК и хранящихся в нем ОТВС будут расти пропорционально времени.

Ввиду значительной массы и, соответственно, высокой теплоемкости железобетонного HI-STORM (масса превышает 77 т), предполагается, что значительное повышение температуры возможно только в условиях полной закупорки вентиляционных отверстий в течение нескольких дней. Учитывая, что предусматривается стационарный контроль температуры воздуха на входе и выходе из вентиляционных каналов, а также регламентный обход контейнеров в процессе хранения каждый день, данное исходное событие может быть ликвидировано.

При оценке доз персонала, занятого очисткой вентиляционных каналов принимается, что рабочий, стоя на коленях в течение 30 минут (фактическое время, проведенное им на коленях), руками прочищает входные вентиляционные отверстия. Принимая мощность дозы на боковой поверхности HI-STORM равной 0,53 мЗв/ч (см. таблицу 3.4.4), можно прийти к выводу, что ладони и предплечья рабочего за 30 минут получают дозу 0,21 мЗв, на грудь и туловище придется несколько меньшая доза. Таким образом, полученные дозы с учетом консервативного подхода значительно ниже допустимых.

3.5.3.4 Падение самолета

Исходное событие с падением самолета было рассмотрено при лицензировании системы HI-STORM в США. Ниже приводятся основные результаты выполненного в ОАБ анализа.

Конструкция HI-STORM представляет собой стальную сварную конструкцию с однородной бетонной массой (без арматуры или иных источников, которые могут явиться причиной распространения трещин). Общая радиальная толщина, на которую воздействует летящий предмет, и которую он должен пробить, чтобы достичь МЦК, составляет, приблизительно, 76 см стали и бетона. Конструктивные характеристики корпуса HI-STORM выбраны таким образом, чтобы он оставался не подверженным хрупкому излому при очень низких температурах, которые могут быть в зимние месяцы в северной части Соединенных Штатов. Таким образом, конструкция HI-STORM стойка к ударным и импульсным

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 91
Ядерная и радиационная безопасность		Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04
		Ред. 03

нагрузкам даже при самой холодной погоде. Верхняя часть HI-STORM выполнена как тяжелая стальная сварная крышка, которая крепится к цилиндрическому корпусу при помощи четырех больших болтов, с допустимой комбинированной осевой нагрузкой, свыше 1361 т (см. рисунок 3.5.2).

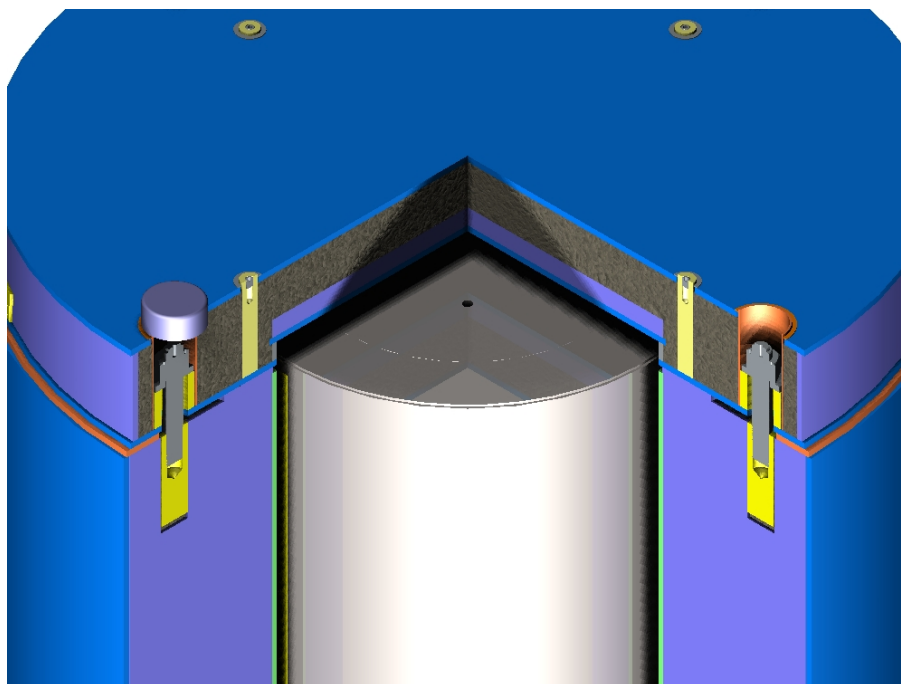


Рисунок 3.5.2- Общий вид болтового соединения крышки HI-STORM

HI-STORM является цилиндром, который воспринимает нагрузку на несколько порядков больше несущей способности, чем конструкции с плоскими гранями. Кольцеобразный цилиндрический корпус способен противостоять значительно большим нагрузкам, чем конструкция с плоскими гранями, в основном за счет распределения растягивающих и/или сжимающих нагрузок в ширину, в отличие от распределения изгибающих моментов.

Система HI-STORM своей физической формой представляет собой свободно стоящий тяжелый цилиндр (около 150 т в загруженном состоянии) с низким коэффициентом относительного удлинения (относительно пропорций высота – диаметр). В качестве исходных данных для запроектной аварии с падением самолета рассмотрены следующие самолеты:

- нежесткий малый частный или служебный самолет, летящий на малой или средней скорости и содержащий твердые элементы малой массы;
- нежесткий большой многомоторный самолет, летящий на средней скорости и содержащий большую массу топлива и тяжелые двигатели;
- нежесткий малый скоростной самолет, несущий многоцелевые твердые элементы, такие как двигатель и артиллерийское снаряжение.

Рисунки 3.5.3 и 3.5.4 иллюстрируют возможные сценарии столкновения самолета с контейнером. На рисунке 3.5.3 самолет большого размера сталкивается с рядом контейнеров, при этом, тяжелый “твердый” авиационный двигатель (приблизительно 5 т на один

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 92
Ядерная и радиационная безопасность		Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04
		Ред. 03

двигатель и кабину) вероятнее всего столкнется с одним контейнером, а остальная часть самолета столкнется с другими контейнерами.

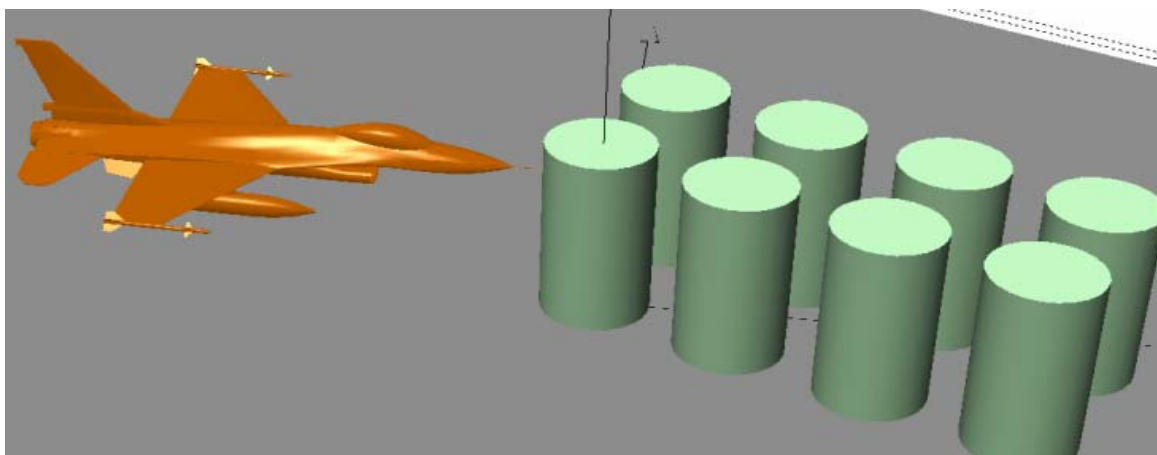


Рисунок 3.5.3 - Моделирование столкновения истребителя Ф-16 с угловым контейнером

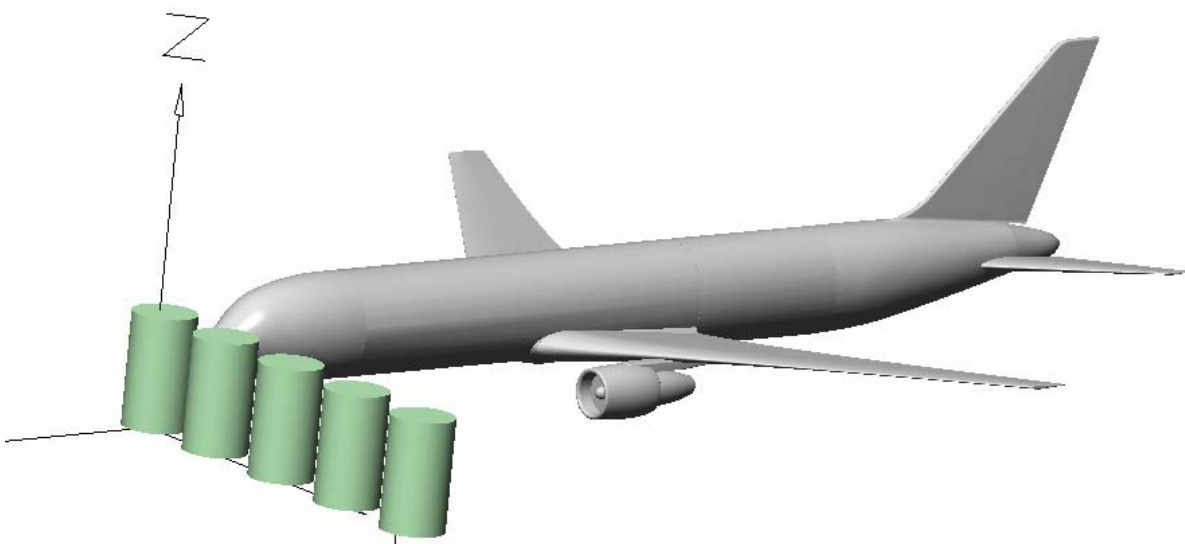


Рисунок 3.5.4 - Столкновение гражданского самолета с рядом HI-STORM

Расчет взрыва, проведенный компанией Холтек, показывает, что нежесткий малый частный самолет распространит большую часть своей энергии через внутреннюю пластическую деформацию, что окажет небольшой эффект на контейнер. Если сталкивается большой самолет или один из его тяжелых двигателей на средней скорости или сталкивается малый самолет, летящий на высокой скорости и несущий несколько твердых элементов, то столкновение может привести к опрокидыванию контейнера. При этом, если контейнер опрокинется то, таким образом, рассеет энергию, приданную летящим объектом

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 93
Ядерная и радиационная безопасность		Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04
		Ред. 03

металлической и бетонной оболочке HI-STORM и локализирующей оболочке МЦК. Данное утверждение не верно, если падающий объект (груз самолета) был предназначен для пробивания брони за счет мощного тепловыделения и металлического срезания (острого выдающегося края).

Компания Холтек при помощи программы LS-DYNA, разработала модель столкновения самолета весом 17 т, имеющим один реактивный двигатель весом 2 т, который установлен в задней части фюзеляжа, с системой HI-STORM, расположенной в свободном порядке. Расчет показал, что цилиндрическая обечайка HI-STORM не пробивается, хотя на нее воздействовали объекты с разной скоростью и под разным углом. Кроме того, расчет показал, что:

- при средней скорости столкновения на среднюю часть HI-STORM, контейнер по касательной отражает удар, который может попасть на рядом расположенный контейнер. Участок, на который попал удар, остается не пробитым;
- при увеличении скорости столкновения глубина и площадь вмятины увеличивается; увеличивается и высота, на которую приходится столкновение. При этом, подвергшийся столкновению HI-STORM вращается, сдвигается с места и может столкнуться с рядом расположенными контейнерами. В зависимости от приобретенных в результате столкновения линейных и угловых моментов, один или оба контейнера могут повернуться и опрокинуться;
- при рассмотренных сценариях падения самолета крышки HI-STORM не отделялись от корпуса HI-STORM, и локализирующая оболочка МЦК оставалась целой;
- вертикальный удар, пришедшийся на крышку от столкновения с нагруженным самолетом, летящим на скорости, превышающей среднюю, не пробил верх крышки HI-STORM.

Кроме ударного воздействия от столкновения с самолетом, было рассмотрено воздействие пожара, возникшего в результате загорания авиационного топлива после столкновения. По выполненным оценкам, МЦК, расположенный внутри HI-STORM, будет оставаться герметичным в течение около часа, даже если он будет окружен пламенем от загоревшегося авиационного топлива. Поскольку площадка хранения ЦХОЯТ представляет собой гладкую поверхность, огонь от горящего авиационного топлива распространится по поверхности площадки на большой площади, при этом, время горения будет коротким.

В заключении можно сказать, что совокупный эффект столкновения самолета или самолетного двигателя с контейнерами HI-STORM не сможет стать причиной создания события со значительным радиологическим эффектом на ЦХОЯТ, где расположены контейнеры HI-STORM.

Для оценки способности HI-STAR сохранять свои свойства при аварии с падением самолета, был разработан сценарий столкновения HI-STAR и самолета с реактивным двигателем Боинг 767 (Рисунок 3.5.5). Предполагалось, что HI-STAR находится в транспортном положении на железнодорожной платформе с демпферами и содержит полностью загруженный МЦК. Оценка целостности HI-STAR состояла из серии экспериментов, анализирующих степень повреждения HI-STAR при различных скоростях двигателя Боинга 767 под разными углами атаки. Расчет, проведенный с консервативным моделированием, показал, что локализирующая оболочка МЦК остается неповрежденной с большим запасом прочности при всех сценариях столкновения.

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 94
Ядерная и радиационная безопасность	Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04	
	Ред. 03	

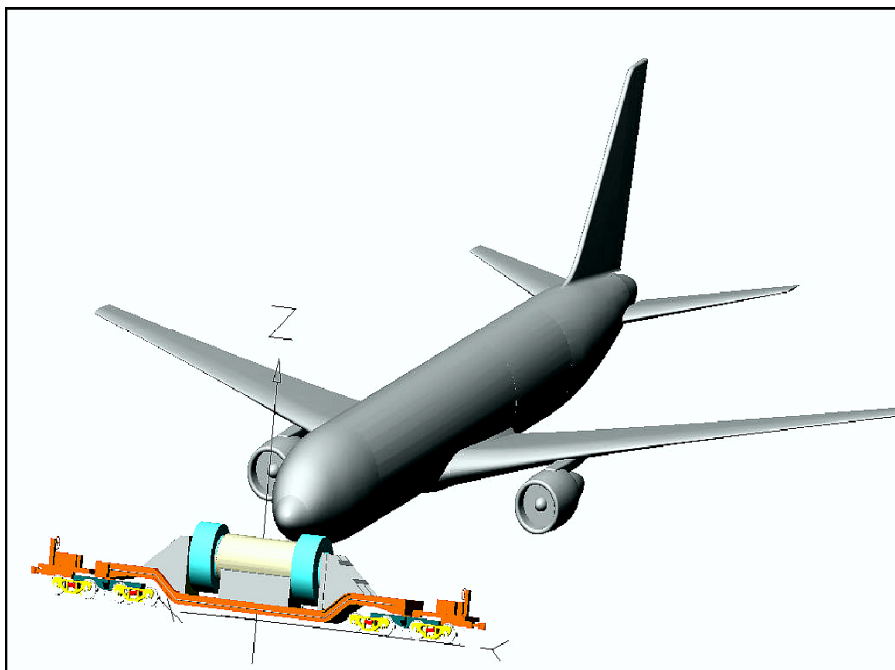


Рисунок 3.5.5 – Моделирование столкновения самолета Боинг 767 с HI-STAR в процессе транспортировки

3.5.3.5 Повреждение всех ТВЭЛ с разгерметизацией МЦК

При лицензировании технологии хранения HI-STORM с США в соответствии с NUREG/CR-6487 [39] рассмотрен выброс радионуклидов из разгерметизированной МЦК. Для оценки последствий аварии рассмотрено ОЯТ реакторов PWR США с максимальным выгоранием 70,000 Мвтхсут/кгU, выдержанное в бассейне выдержки в течение 5 лет и имеющее начальное обогащение 4,8% ^{235}U . В рамках рассмотрения аварии оценено влияние повышения давления внутри МЦК, вследствие тепловыделения ОЯТ на величину утечки МЦК, в соответствии с требованиями ASME раздел III, подраздел NB, с учетом выполнения сварных швов в соответствии с регламентом.

При оценке аварии было рассмотрено повышение внутреннего давления в МЦК до 1,4 МПа, связанная с таким давлением утечка из МЦК и определены дозы персонала на расстоянии 100 м от аварийного контейнера. В качестве критерия утечки при нормальной эксплуатации принята утечка в $5 \times 10^{-6} \text{ см}^3/\text{с}$ при внутреннем давлении до 0,69 МПа, которая соответствовала требованиям Технической спецификации на хранилище в США. Далее рассмотрено повышение внутреннего давления до 1,6 МПа и оценена максимально возможная утечка в $3,3 \times 10^{-4} \text{ см}^3/\text{с}$. Возможный выброс в окружающую среду с учетом содержимого МЦК и доли выброса регламентирован NUREG-6487 [39] и составляет для:

- ^{85}Kr - 0,3 Бк;
- ^{60}Co – 1 Бк;
- ^{90}Sr , ^{134}Cs , ^{137}Cs , ^{106}Ru – $2,0 \times 10^{-4}$ Бк ;
- ^{241}Pu , ^{144}Ce и остальных ТУЭ – $3,0 \times 10^{-5}$ Бк.

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 95
Ядерная и радиационная безопасность		Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04
		Ред. 03

Количество ^{60}Co обусловлено максимальной поверхностной активностью ОТВС. Для ОТВС реакторов PWR в США в соответствии с NUREG-6487 [39] поверхностное загрязнение ОТВС по ^{60}Co составляет $5,18 \times 10^6$ Бк/см².

В соответствии с NUREG-1536 [26] рассмотрен выброс в течение 720 часов (30 суток). При этом предполагается, что человек в течение 24 часов в течение 30 суток находится на расстоянии 100 метров от аварийного контейнера. При этом, разрушаются все ТВЭЛ в МЦК и утечка в окружающую среду составит $3,3 \times 10^{-4}$ см³/с. В результате расчета получены следующие дозы облучения персонала на расстоянии 100 м от аварийного контейнера:

- эффективная доза общая – 0,291 мЗв;
- эффективная доза на все тело – 0,0276 мкЗв;
- эффективная доза от ингаляции – 0,291 мЗв.

Такая авария представляет собой абсолютно гипотетический случай повреждения всех ТВЭЛ в МЦК с последующим выходом газообразных продуктов деления. Невозможно определить никакие реальные исходные события, прямые последствия которых повлекли бы одновременное повреждение МЦК и всех ТВЭЛ, находящихся в ней. Единственным типом воздействий на модуль хранения HI-STORM, который может привести к одновременному повреждению контейнера МЦК и всех ТВЭЛ, является значительное внешнее динамическое воздействие (например, в результате применения специальных боеприпасов и т.п.). Данная авария рассматривается для демонстрации относительно незначительных радиационных последствий аварий в ЦХОЯТ даже с учетом гипотетических исходных событий.

С точки зрения радиологических последствий данная авария рассматривается как запроектная авария с максимальными последствиями.

При запроектной аварии в ЦХОЯТ максимальное значение индивидуальной эффективной дозы не превысит величину 20 мЗв. Таким образом, индивидуальная доза при запроектной аварии не превысит допустимый предел для нормальной эксплуатации.

3.5.3.6 Падение HI-TRAC с МЦК с высоты 38 м в реакторном отделении АЭС

Вероятность отказа крана, который приводит к падению груза, оценивалась по результатам ранее происшедших аварий, приведенных в NUREG-0612 [40]. NUREG-0612 оценивает величину вероятности падения крана с однократным резервированием в течение одного года в интервале от 1×10^{-4} до 4×10^{-7} при среднем количестве операций подъема от 4 до 10 в год. При логнормальном распределении вероятности падения крана в течение года это дает значение медианы $6,3 \times 10^{-6}$, что эквивалентно условной вероятности падения крана при каждом подъеме 1×10^{-6} .

Приведенные значения вероятностей соответствуют вероятности падения тяжелых грузов с любой высоты. Вероятность падения с высоты 38 м будет существенно ниже по следующим причинам:

- относительно короткий период, в течение которого перегрузочный контейнер с МЦК поднят на высоту 38 м;
- падение по причине механических поломок, по данным NUREG-0612, в большинстве случаев происходит на малых высотах подъема, поскольку дефектные узлы выходят из строя вскоре после приложения нагрузки;
- механические поломки, по данным NUREG-0612 являются причиной примерно 30% всех зарегистрированных случаев падения, в то время как на АЭС будет использован

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 96
Ядерная и радиационная безопасность		Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04
		Ред. 03

кран с высокими показателями надежности и отнесенный к 1 классу по безопасности, что влечет за собой повышенные требования к регламенту технического обслуживания;

- наличие на кране двух независимых систем подъема (опускания) - основной и страховочной.

Таким образом, принимаемыми проектными решениями, вероятность данной аварии ниже 1×10^{-6} , и, в соответствии с 10CFR72 [25], авария не рассматривается как проектная.

Учитывая, что транспортировка контейнера в реакторном отделении производится с высоты, превышающей 9 м, в пределе на высоту ~ 37 м, проектом предусмотрены меры, направленные на исключение падения контейнера с высоты более 9 м.

В случае падения контейнера с высоты более 9 метров возникновение самопроизвольной цепной реакции исключается, происходит повреждение оболочек ТВЭЛ и выход активности из топливной матрицы. Так как герметичность контейнера нарушается, радиоактивные вещества поступают в воздух помещения (транспортный коридор), а затем системами спецвентиляции удаляются в вентиляционную трубу энергоблока АЭС. В рамках ТЭО данная авария не рассматривается, т.к. не влияет на проектные решения, принятые для зданий и сооружений на промплощадке ЦХОЯТ. Учитывая различия в проектных решениях реакторных отделений энергоблоков АЭС, данная авария должна быть рассмотрена как запроектная авария для каждого типа энергоблока на стадии проект.

3.5.3.7 Мероприятия по сокращению риска ЗПА

Для уменьшения последствий и ликвидации последствий ЗПА вводится в действие аварийный план ЦХОЯТ, который должен соответствовать требованиям НРБУ-97 [8]. Аварийный план, как минимум, должен содержать меры по созданию необходимых аварийных запасов, включающих:

- дозиметрическую и радиометрическую аппаратуру;
- аварийные комплекты СИЗ, СИЗОД;
- аварийный запас прямо показывающих дозиметров;
- транспортные средства и запас горюче-смазочных материалов;
- средства фармакологической противорадиационной защиты;
- средства связи и управления;
- средства дезактивации.

Для уменьшения вероятности ЗПА принимаются меры, связанные с обеспечением физической защиты ядерной установки, включающей совокупность организационно-правовых, оперативно-розыскных и инженерно-технических мероприятий.

3.6 Радиационная безопасность при снятии с эксплуатации

Радиационная безопасность при снятии с эксплуатации ЦХОЯТ будет обеспечена за счет следующих проектных решений.

Сухой тип хранилища исключает образование большого количества ЖРО и, соответственно, возможности загрязнения ими помещений не предполагается.

ОТВС будут храниться в герметичных МЦК, поэтому загрязнения HI-STORM и, соответственно, дозовые нагрузки персонала при их возможном демонтаже, будут

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 97
Ядерная и радиационная безопасность	Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04	
	Ред. 03	

минимальные. Применение контейнерного хранения ограничивает возможность загрязнения больших площадей даже в случае разгерметизации отдельных МЦК.

Поверхность помещений в зонах обращения с МЦК будет покрыта легко дезактивируемыми материалами, потому при условии периодической дезактивации этих помещений дозовые нагрузки персонала при снятии с эксплуатации также будут незначительными.

Эффективная система спецвентиляции предотвратит распространение радиоактивных веществ по помещениям здания приемки при нормальной эксплуатации и возможных авариях.

Технологический процесс не предполагает использовать токсичных и других потенциально опасных нерадиоактивных веществ.

В силу того, что основное воздействие на персонал при эксплуатации ЦХОЯТ будет обусловлено внешним гамма - облучением, дозовые нагрузки на персонал при снятии с эксплуатации (после удаления ОТВС) будут существенно ниже дозовых нагрузок при эксплуатации. Основные дозы облучения могут быть получены при дезактивации помещений зоны строгого режима и оборудования, расположенного в этих помещениях.

После проведения работ по дезактивации загрязненного оборудования и помещений дозовая нагрузка на персонал значительно сократится.

На следующей стадии проектирования будет разработана концепция снятия с эксплуатации ЦХОЯТ. Концепция снятия с эксплуатации должна быть включена отдельным разделом в ОАБ на стадии проект, в котором будет обоснована достаточность проектных и организационно-технических решений по обеспечению снятия ЦХОЯТ с эксплуатации с минимально возможным радиационным воздействием на персонал, население и окружающую среду. В концепции будут рассмотрены общие аспекты снятия с эксплуатации, определенные в НП.306.1.02/1.004-98 [21], с возможной на стадии проектирования детализацией.

При этом будет оптимизирована планировка помещений и размещение систем и элементов установки с учетом необходимости удаления крупных фрагментов HI-STORM, свободного отсоединения и дистанционного перемещения МЦК, размещения оборудования для снятия с эксплуатации.

Основное оборудование, необходимое для обеспечения радиационной защиты при снятии с эксплуатации, будет включать:

- оборудование, предотвращающее загрязнение помещений (включая местную вентиляцию и фильтрующие системы);
- оборудование дозиметрического контроля;
- оборудование контроля мощности дозы и поверхностного загрязнения на рабочих местах, контроль загрязненности компонентов и материалов при демонтаже;
- оборудование контроля объемной активности аэрозолей на рабочих местах.

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 98
Ядерная и радиационная безопасность		Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04
		Ред. 03

Список ссылочных нормативных документов и литературы

- 1 Закон України № 39/95-ВР "Про використання ядерної енергії та радіаційну безпеку", 1995 р., Верховна Рада України
- 2 Закон України № 791а-ХІІ «Про правовий режим території, що зазнала радіоактивного забруднення внаслідок Чорнобильської катастрофи», 1992, Верховна Рада України
- 3 НП 306.2.105-2004. Основні положення забезпечення безпеки проміжних сховищ відпрацьованого ядерного палива сухого типу, ДКЯР України.
- 4 ПНАЭ Г-14-029-91. Правила безопасности при хранении и транспортировке ядерного топлива на объектах атомной энергетики, Госпроматомнадзор СССР.
- 5 ПБЯ-06-09-90. Правила ядерной безопасности при хранении и транспортировке ядерноопасныхделящихся материалов. - 1991 г, Минатомэнерго СССР.
- 6 НП 306.6.124-2006. Правила ядерної та радіаційної безпеки при перевезенні радіоактивних матеріалів (ПБПРМ-2006)
- 7 ПиН АЭ-5.6. Нормы строительного проектирования АС с реакторами различного типа.- 1986, Министерство атомной энергетики СССР.
- 8 ДГН 6.6.1.-6.5.001-98. Норми радіаційної безпеки України. Державні гігієнічні нормативи (НРБУ-97), Міністерство охорони здоров'я України.
- 9 ДГН 6.6.1.-6.5.061-2000. Норми радіаційної безпеки України. Доповнення: Радіаційний захист від джерел потенційного опромінення. НРБУ-97/Д-2000, Міністерство охорони здоров'я України.
- 10 ДСП 6.177-2005-09-02. Основні санітарні правила забезпечення радіаційної безпеки України (ОСПУ-2005), Міністерство охорони здоров'я України.
- 11 ГН 6.6.1. 076-01. Основні контрольні рівні, рівні звільнення та рівні дії щодо радіоактивного забруднення об'єктів зони відчуження., 2001, Міністерство охорони здоров'я України.
- 12 Отчет о НИР «Отдаленное влияние действия пожаров в лесных и луговых экосистемах на физико-химическое состояние радионуклидов в компонентах биоценозов ЗО» № 13/204н-99, ГП ЧенЦМИ, 1999.
- 13 В.С.Давыдчук, Р.Ф.Зарудная, С.В.Михели, М.Ф.Петров, Л.Ю.Сорокина, А.Н.Ткаченко, «Ландшафты Чернобыльской зоны и их оценка по условиям миграции радионуклидов», Киев. Наукова Думка. 1994 –с 76.
- 14 А.И.Щеглов Биогеохимия техногенных радионуклидов в лесных экосистемах: По материалам 10-летних исследований в зоне влияния аварии на ЧАЭС. - М.: Наука, 1999.
- 15 В.А.Кашпаров, С.М.Лундин, А.М.Кадыгриб, В.П.Процак, С.Е.Левчук, В.И.Йощенко, В.А.Кашпур, Н.Н.Талерко, Радиоэкологические и гигиенические аспекты лесных пожаров на территории загрязненной в результате Чернобыльской аварии// Гигиена и санитария , №1, 2001, с .30-35.

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 99
Ядерная и радиационная безопасность		Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04
		Ред. 03

16 А.Н.Носовский, Б.Я.Осколков, Е.А.Иванов, В.П.Удовиченко Славутич: вопросы радиационной экологии// - К.: Вища шк., 2001. – 263 с.

17 Булавик А.И., Переволоцкий А.Н., Гайдун А.З. Миграция и накопление цезия-137 в лесных экосистемах//5-я междунар. науч.-техн. конф. «Чернобыль-96»: Сб. тез. – Зеленый Мыс, 1996.

18 А.Н.Носовский, Б.Я.Осколков, Е.А.Иванов, В.П.Удовиченко Славутич: вопросы радиационной экологии// - К.: Вища шк., 2001. – 263 с.

19 Отчет о НИР “Прогноз выноса радионуклидов растительностью аномальных микроводосборов» № 13/194н-2000, ГСНПП «Экоцентр», 2000. Номер Госрегистрации 0198V003658

20 ПНАЭГ 5-006-87. Нормы проектирования сейсмостойких атомных станций, 1987 г, ГАЭН СССР

21 НП.306.1.02/1.004-98. Загальні положення забезпечення безпеки при знятті з експлуатації атомних електростанцій та дослідницьких ядерних реакторів. Мінекобезпеки України.

22 ПНАЭГ 1-024-90. Правила ядерной безопасности реакторных установок атомных станций (ПБЯ РУ АС-89), 1990 г, ГАЭН СССР.

23 10CFR-50 –Code of Federal Regulations. Domestic licensing of production and utilization facilities.

24 10CFR-71 – Code of Federal Regulations. Packaging and transportation of radioactive material.

25 10CFR-72 – Code of Federal Regulations. Licensing requirements for the independent storage of spent nuclear fuel and high-level radioactive waste, and reactor related greater than class C waste.

26 NUREG-1536, "Standard Review Plan for Dry Cask Storage Systems", USNRC, Washington, DC, January 1997.

27 NUREG-0800, SRP 3.5.1.4, USNRC, Washington, DC, March 2007

28 ANSI/ANS 57.9-1992, “Design Criteria for and Independent Spent Fuel Storage Installation (dry type)”, American Nuclear Society, LaGrange Park, Illinois.

29 SRS №19. Generic models for use in assessing the impact of discharges of radioactive substances to the environment, IAEA, Vienna, 2001.

30 PNL-4835, "Technical Basis for Storage of Zircaloy-Clad Spent Fuel in Inert Gases", A.B. Johnson and E.R. Gilbert, Pacific Northwest Laboratories, September 1983

31 HI-2002444. HI-STORM-100 Final Safety Analysis Report. Holtec International. 2006

32 S.Goluoglu, «Criticality Calculation of Fresh LEU and MOX Assemblies for Transport and Storage at the Balakovo Nuclear Power Plant», ORNL/TM-200/286, Oak Ridge National Laboratory, managed by UT-Battelle for US Department of Energy.

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 100
Ядерная и радиационная безопасность	Обозначение: 57-204.201.002.ОЭ01.04	
	Ред. 03	

33 Briggs, G. A. (Oct. 3, 1975), "Plume Rise Predictions," Lectures on Air Pollution and Environmental Impact Analyses, Workshop Proceedings, pp. 59-111 (American Meteorology Society, Boston, MA).

34 Mills, M. T. (Nov. 2-4, 1987), "Modeling the Release and Dispersion of Toxic Combustion Products from Chemical Fires," International Conference on Vapor Cloud Modeling, p. 803 (Cambridge, MA).

35 Hanna, S., G. Briggs, and R. Hosker, Jr. (1982), Handbook on Atmospheric Diffusion, prepared for the Office of Health and Environmental Research, DOE/TIC-11223 (DE82002045), pp. 68-71 (Office of Energy Research, U.S. Department of Energy).

36 Briggs, G. A. (Oct. 3, 1975), "Plume Rise Predictions," Lectures on Air Pollution and Environmental Impact Analyses, Workshop Proceedings, pp. 59-111 (American Meteorology Society, Boston, MA).

37 Mills, M. T. (Nov. 2-4, 1987), "Modeling the Release and Dispersion of Toxic Combustion Products from Chemical Fires," International Conference on Vapor Cloud Modeling, p. 803 (Cambridge, MA).

38 Regulatory guide 1.76, Rev. 1, "Design basis tornado and tornado missiles for nuclear power plants", January 2006.

39 Anderson, B.L. et al. Containment Analysis for Type B Packages Used to Transport Various Contents. NUREG/CR-6487, UCRL-ID-124822. Lawrence Livermore National Laboratory, November 1996.

40 NUREG-0612, "Control at heavy loads at nuclear power plants", USNRC, Washington, DC, July 1980.

41 J.F. Briesmeister, Ed., "MCNP - A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 4A," Los Alamos National Laboratory, LA-12625-M (1993).

42 L.M. Petrie and N.F. Landers, "KENOVa - An Improved Monte Carlo Criticality Program with Supergrouping," Volume 2, Section F11 from "SCALE: A Modular System for Performing Standardized Computer Analysis for Licensing Evaluation," NUREG/CR-0200, Rev. 4, January 1990.

43 A. Ahlin and M. Edenius, "CASMO - A Fast Transport Theory Depletion Code for LWR Analysis," Trans. Am. Nucl. Soc., 26, 604 (1977).

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 101
Ядерная и радиационная безопасность	Обозначение:	
	57-204.201.002.ОЭ01.04	
	Ред. 03	

Приложение А – Протокол межведомственного совещания

ОАО КИЭП	Централизованное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины	Стр. 108
Ядерная и радиационная безопасность	Обозначение:	
	57-204.201.002.ОЭ01.04	
	Ред. 03	

Приложение Б – Сертификаты регулирующего органа США на HI-STAR, HI-STORM, HI-TRAC, включая МЦК