

На правах рукописи

КАЛИНКИН
Владимир Ильич

**ОБОСНОВАНИЕ МЕТОДА СУХОГО ХРАНЕНИЯ
ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА АЭС
С РЕАКТОРАМИ РБМК-1000 И ВВЭР-1000**

Специальность 05.14.03 – Ядерные энергетические установки,
включая проектирование, эксплуатацию и вывод из эксплуатации

Автореферат
диссертации на соискание ученой степени
кандидата технических наук

САНКТ-ПЕТЕРБУРГ – 2007

Работа выполнена в Федеральном государственном унитарном предприятии "Головной институт "Всероссийский проектный и научно-исследовательский институт комплексной энергетической технологии" (ФГУП "ГИ "ВНИПИЭТ")

Научные руководители:

– доктор техн. наук

Симановский Валентин Михайлович

– доктор техн. наук, профессор

Благовещенский Анатолий Яковлевич

Официальные оппоненты:

– доктор техн. наук

Лебедев Валерий Иванович

– кандидат техн. наук, доцент

Митюков Валерий Николаевич

Ведущая организация: ФГУП "Горно-химический комбинат", г. Железногорск, Красноярского края.

Защита диссертации состоится 27 февраля 2007 г. в 16-00 на заседании диссертационного совета Д 212.229.04 в ГОУ ВПО "Санкт-Петербургский государственный политехнический университет" по адресу:

195251, Санкт-Петербург, ул. Политехническая, 29
в аудитории 411 ПГК

С диссертацией можно ознакомиться в фундаментальной библиотеке ГОУ ВПО "Санкт-Петербургский государственный политехнический университет".

Автореферат разослан "26" января 2007 г.

Отзыв на автореферат, заверенный печатью учреждения, в двух экземплярах просим направить по вышеуказанному адресу на имя ученого секретаря диссертационного совета.

Факс: (812)-5521630

E-mail: kg1210@mail.ru

Ученый секретарь
диссертационного совета



К.А. Григорьев

ОБЩАЯ ХАРАКТЕРИСТИКА РАБОТЫ

Актуальность. В настоящее время в России эксплуатируются 11 блоков с реакторами РБМК-1000 и 9 блоков с реакторами ВВЭР-1000. Ядерно-энергетический комплекс обеспечивает энергетическую независимость и обороноспособность страны. Если в настоящее время доля энергопроизводства АЭС составляет ~16 % (~150 млрд. квт. ч), то к 2010 г. она должна вырасти до 18-20 % (200 млрд. квт. ч) от общего энергопроизводства России. Дальнейшее развитие ядерной энергетики позволит сократить использование органического топлива и, в первую очередь, газа и нефти. Цена ядерного топлива в России ниже мировой в ~3 раза, а газа – в ~6 раз, и при переходе на мировые цены стоимость электроэнергии АЭС возрастет в ~1,5 раза, а газовой ТЭС в ~4 раза. Ядерная энергетика является более экологически безопасной и экономичной по сравнению с энергетикой на органическом топливе и её дальнейшее развитие – залог энергетической независимости России.

Темпы развития ядерной энергетики в значительной степени определяются внешними составляющими ядерного топливного цикла, в частности, долговременного хранения ОЯТ и его переработки. В 2000 г. в России было накоплено 15 тыс. т отработавшего топлива, в 2010 г. прогнозируется 23 тыс. т, а в 2025 г. – 33 тыс. т (по урану).

Мощность радиохимического завода РТ-1 на ПО "Маяк" составляет 150 т. в год и в 2007 г. составит 400 т. в год. С пуском завода РТ-2 на Горно-химическом комбинате (ГХК) к 2025 г. суммарная мощность радиохимических заводов составит ~1900 т/год (по урану) (см. рис. 1).

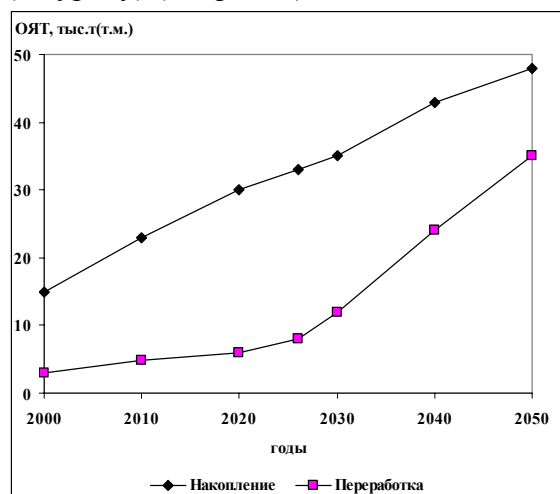


Рисунок 1 – Суммарное накопление и переработка ОЯТ в России (т.м. — тяжелый металл)

Наиболее значимые объемы ОЯТ реакторов ВВЭР-1000 и РБМК-1000 в настоящее время не перерабатываются и находятся на хранении "мокрым" способом в приреакторных бассейнах выдержки, промежуточных хранилищах на АЭС и централизованном хранилище в здании 1 на ГХК, которые близки к заполнению. Поскольку накопление отработавшего ядерного топлива существенно опережает возможности радиохимической переработки, то необходимым условием работы АЭС является его длительное контролируемое хранение.

Это определяет актуальность настоящей диссертационной работы, которая посвящена обоснованию метода сухого хранения отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР-1000 и РБМК-1000.

Следует отметить, что в мире решением этой проблемы занимаются во многих странах. Однако, ряд принципиальных методических и практических вопросов, учиты-

вающих особенности ОЯТ РБМК-1000 и ВВЭР-1000, не нашел достаточного отражения в литературе. В ближайшие 50 лет особенно острой проблемой будет являться хранение отработавшего топлива реакторов РБМК. Поэтому **целью работы** является разработка научного обоснования методических основ и практических рекомендаций по созданию технологии, оптимизации параметров систем и схем обращения и размещения ОЯТ в процессе сухого хранения. Достижение указанной цели создает условия для повышения эффективности и безопасности хранилищ отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР-1000 и РБМК-1000.

Надежность и достоверность полученных результатов обеспечиваются применением апробированных методик экспериментальных исследований, современной контрольно-измерительной аппаратуры и электронно-вычислительной техники и подтверждается удовлетворительным совпадением расчетных данных с экспериментальными данными автора и других исследователей.

В России отсутствуют сухие хранилища ОЯТ, а, следовательно, и опыт их создания. Поэтому исследования и научно-технические разработки для создания долговременного контролируемого сухого хранилища ОЯТ представляют **научную новизну**. Впервые в России проведен сравнительный анализ и технико-экономическая оценка методов сухого хранения, исследованы процессы теплопередачи в камере хранения ОЯТ. Разработана концепция и технология создания контролируемых 2-х физических барьеров при хранении ОЯТ РБМК-1000 и ВВЭР-1000 в "сухом" хранилище камерного типа. Обоснованы методы и способы обеспечения ядерной и радиационной безопасности в процессе длительного сухого хранения.

В условиях снижения темпов строительства радиохимических заводов по переработке ОЯТ происходит значительное его накопление, а действующие хранилища "мокрого" типа близки к заполнению. Для снятия этой проблемы необходимо к 2009 г. создать дополнительные мощности по долговременному (до 50 лет) хранению ОЯТ. Исследования и научно-технические решения автора диссертации реализованы в проекте "сухого" хранилища камерного типа, которое в настоящее время сооружается на ГХК. В этом и состоит **практическая значимость работы**.

На защиту выносятся:

1. Результаты сравнительного анализа методов "сухого" хранения ОЯТ, разработка концепции и технологии создания 2-х контролируемых физических барьеров безопасности и выбор способа хранения ОЯТ РБМК-1000 и ВВЭР-1000.
2. Научно-технические решения для обеспечения проекта "сухого" долговременного контролируемого хранилища ОЯТ камерного типа.
3. Результаты исследования процессов теплообмена в камерах "сухого" хранилища ОЯТ.
4. Технологии обращения с ОЯТ реакторов ВВЭР-1000 и РБМК-1000 на АЭС и в централизованном "сухом" хранилище.
5. Результаты исследований по обоснованию методов и способов обеспечения радиационной и ядерной безопасности "сухого" хранения ОЯТ.
6. Обоснование экономической эффективности разработанных метода и технологий "сухого" хранения ОЯТ.

Личный вклад автора. Автор исследовал состояние проблемы хранения ОЯТ реакторов РБМК-1000 и ВВЭР-1000 в России, сформулировал концепцию контролируемых 2-х барьеров при хранении, исследовал тепловые режимы и обосновал "камер-

ный" метод "сухого" хранения отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) АЭС. Под руководством и при непосредственном участии автора разработаны следующие технологии обращения с ОЯТ на АЭС и в централизованном сухом хранилище: транспортирование, прием топлива, контроль глубины выгорания, подготовка к долговременному хранению (осушка, помещение ОЯТ в пеналы, заполнение азотом, герметизация барьеров безопасности пеналов и гнезд хранения).

Автор исследовал вопросы радиационной и ядерной безопасности и показал, что хранилище является глубоко подкритичной системой, а выбросы радиоактивных веществ в окружающее пространство на порядок ниже допустимых пределов при нормальных условиях эксплуатации и проектных авариях.

Личный вклад автора отражен в 12 публикациях и двух патентах на изобретение по теме диссертации.

Апробация работы. Основные положения и результаты работы неоднократно докладывались и обсуждались на заседаниях научно-технических советов Минатома России, Федерального агентства по атомной энергии, научно-исследовательских и эксплуатирующих организаций, а также на VII Международной конференции "Безопасность ядерных технологий" (СПб, 2004) и VIII Международной конференции "Безопасность ядерных технологий" (СПб, 2005), где получили высокую оценку экспертов.

Результаты исследований и разработок настоящей диссертации защищены патентами, опубликованы в журналах "Экология и атомная энергетика", "Физика и химия обработки материалов" и внедрены в проекте "сухого" хранилища отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР-1000 и РБМК-1000 на ФГУП Горно-химический комбинат, который прошел согласование в надзорных органах, в Госэкспертизе России. Данное "сухое" хранилище в настоящее время находится на стадии строительства.

Структура и объем диссертации. Диссертация состоит из введения, 6 глав и выводов, изложена на 172 страницах, иллюстрирована 50 рисунками, 33 таблицами. Список литературы содержит 81 наименование.

СОДЕРЖАНИЕ РАБОТЫ

Во введении определена актуальность рассматриваемой проблемы, изложены цели и задачи диссертационной работы, ее научная новизна и практическая ценность. Отмечены внедрение результатов исследований, перечень защищаемых научных положений, личный вклад автора и апробация работы.

Первая глава диссертации посвящена исследованию современных проблем обращения с отработавшим ядерным топливом. Приведен обзор состояния вопроса в России и за рубежом, а также современное состояние и прогноз развития атомной энергетики.

В настоящее время в мире выгружено из реакторов более 250000 т ядерного топлива и большая часть его (~85%) хранится в хранилищах различного типа, размещенных в приреакторных бассейнах выдержки, в отдельно стоящих зданиях на территории АЭС или в централизованных хранилищах, как правило, при радиохимических заводах. Из-за недостатка перерабатывающих мощностей во всех странах, эксплуатирующих атомные станции, происходит накопление отработавшего ядерного топлива. Ежегодно количество ОЯТ возрастает на ~ 12000 т (по тяжелому металлу).

Общий дисбаланс между образовавшимся объемом ОЯТ и возможным объемом его хранения в существующих ХОЯТ и переработки к 2005 г. составит в мире 200÷250

тыс. т, в России – 20÷30 тыс. т. (в пересчете на тяжелый металл).

Создание новых перерабатывающих заводов на образующийся объем ОЯТ за такой срок вряд ли осуществимо, решаются различные варианты уплотненного хранения ОЯТ в водных хранилищах и создание "сухих" хранилищ контейнерного и других типов. Технология уплотненного хранения используется в России, США, Франции и Германии.

Из проведенного исследования следует, что на ближайшую перспективу проблема хранения ОЯТ имеет важное значение, и Минатом России принял решение о создании хранилищ к 2009 г. на площадке ГХК.

Вторая глава диссертации посвящена сравнительному анализу различных методов хранения отработавшего ядерного топлива и обоснованию варианта создания крупнейшего в мире "сухого" хранилища (ОЯТ) АЭС с реакторами РБМК-1000 и ВВЭР-1000 камерного типа на ГХК.

В табл. 1 приведены расчетные данные о динамике накопления ОЯТ реакторов РБМК-1000.

Таблица 1 - Динамика накопления ОЯТ реакторов РБМК-1000 (нарастающим итогом), т т. м.

Год	ЛАЭС	КАЭС	САЭС	Итого
2005	3309,7	3219,5	1690,3	8219,5
2010	4008,3	3899,5	2257,3	10165,1
2015	4686,3	4705,2	2884,4	12275,9
2020	5364,3	5544,8	3511,6	14420,7
2025	6149,3	6476,3	4138,7	16764,3
2030	6655,2	7124,8	4867,7	18647,7
2035	6655,2	7661,9	5324,3	19641,4
2040	6655,2	7831,4	5526,5	20013,1
2045	6655,2	8000,9	5526,5	20182,6
2050	6655,2	8299,5	5526,5	20481,2

Примечание. В расчетах принято:

1. 45-летний срок эксплуатации каждого блока АЭС.
2. Достройка блока № 5 на Курской АЭС.
3. Применение уран-эрбиевого топлива.
4. Не учтен вывоз в централизованное хранилище.

Динамика накопления ОЯТ реакторов ВВЭР-1000 с трехлетней выдержкой, после которой топливо направляется в централизованное мокрое хранилище на ГХК, приведена в табл. 2.

Таблица 2 - Динамика накопления ОЯТ реакторов ВВЭР-1000 с трехлетней выдержкой (нарастающим итогом, т т.м.)

Год	Название АЭС				Итого
	Ново-Воронежская	Калининская	Балаковская	Волго-Донская (Ростовская)	
2000	230	445	537	—	1212
2005	315	665	977	44	2001
2010	400	995	1415	198	3008
2015	661	1325	1857	418	4261
2020	966	1655	2297	638	5556
2025	1292	1985	2737	858	6872

В настоящее время ОЯТ хранится на АЭС (в приреакторных и промежуточных хранилищах) и централизованном хранилище на ГХК, где топливо хранится в бассейнах под водой.

Основной задачей любого хранилища является безопасное хранения ОЯТ за счет контроля процессов выхода радиоактивности и деградации элементов ОТВС и хранилища. Скорость деградации элементов ОТВС и хранилища определяется температурой топлива и химической агрессивностью среды хранения. В соответствии с законами физики мощность тепловыделения отработавшего ядерного топлива снижается со временем (см.рис.2). Температура топлива при хранении регулируется системой отвода тепла, химическая агрессивность среды хранения - подбором соответствующего теплоносителя (вода при "мокром" хранении, инертные газы при "сухом" хранении).

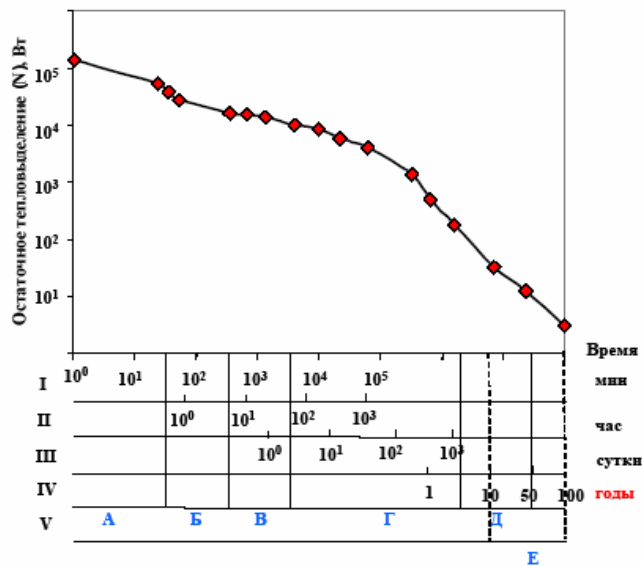


Рисунок 2 - Зависимость остаточного тепловыделения от времени

Расчет по формуле Вигнера-Вей для кассеты реактора РБМК-1000 с выгоранием 2400 МВт-суткм/касс. Обозначение шкал: I - время в минутах, II - время в часах, III - время в сутках, IV - время в годах, V - шкала положения ОТВС на технологическое цепочке. А - кассета в скаффандре РЗМ, Б - кассета в пенале бассейна БВК, В - кассета в воде бассейна БВК, Г - кассета в пенале ХОЯТ на промежуточном хранении, Д - кассета в пенале ХОЯТ на длительном "мокром" хранении, Е - кассета в пенале ХОТ-2 при "сухом" хранении
10 лет – расчетный начальный период "сухого" хранения

Обоснование метода хранения топлива основано на технических возможностях осуществления и экономических оценках. На рис.3 приведены результаты (в относительных единицах) изменения со временем расходов на отвод 1 кДж тепла при хранении ОЯТ.

Возрастание себестоимости отвода тепла со временем при "мокром" методе хранения объективно связано с необходимостью функционирования системы принудительного отвода тепла, хотя тепловыделение ОЯТ со временем снижается (особенно резко после 10 лет выдержки с момента выгрузки из реактора).

Недостатками "мокрого" метода хранения являются: необходимость предотвращения протечек, периодической очистки и охлаждения воды, значительные трудозатраты при проведении технологических операций, значительное количество радиоактивных отходов, высокие инвестиционные затраты, возрастание со временем хранения

расходов на отвод единицы тепла.

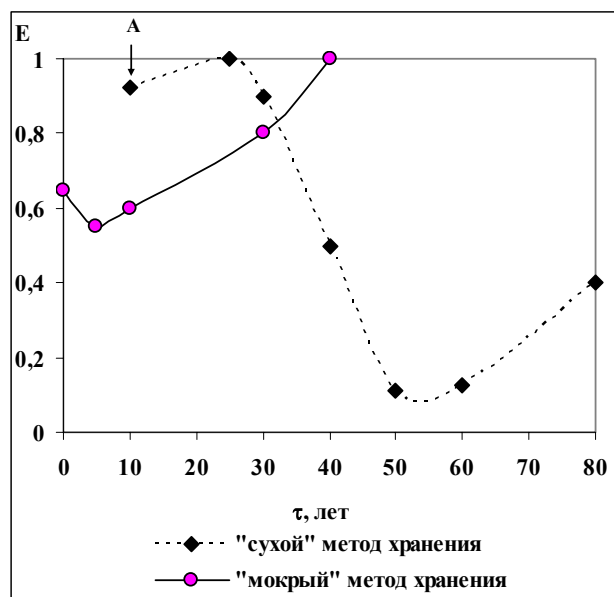


Рисунок 3 – Расходы (в условных единицах) на отвод 1 кДж тепла со временем хранения ОЯТ при "мокрое" и "сухом" методах хранения

$\tau=0$ – момент выгрузки ОЯТ из реактора;
А – момент перехода от "мокрого" к "сухому" методу хранения ОЯТ РБМК-1000

С определенного момента, после заметного распада короткоживущих радионуклидов при предварительной выдержке ОЯТ в воде с целью снижения тепловыделения становится целесообразным переход на "сухой" метод хранения ОЯТ.

Ко всем методам сухого хранения ОЯТ предъявляются следующие основные требования:

- обеспечение сохранности ОЯТ в течение времени не менее 50 лет;
- обеспечение температурного режима на оболочке ТВЭЛ при хранении в среде инертного газа не более 300 °С для топлива РБМК-1000 и 350 °С для топлива ВВЭР-1000;
- обеспечение долговечности строительных конструкций хранилища в течение времени не менее 100 лет;
- обеспечение пассивного способа отвода тепла от хранимого топлива;
- устойчивость хранилища к внешним воздействиям (падению самолета, воздушной ударной волне, летящим предметам, землетрясению, урагану, смерчу);
- обеспечение возможности удобной и быстрой идентификации источника появления радиоактивных загрязнений.

Ввиду того, что в России нет опыта создания и эксплуатации сухих хранилищ ОЯТ, а мокрые хранилища топлива реакторов ВВЭР-1000 и, особенно, РБМК-1000 близки к заполнению, в диссертации исследованы технико-экономические показатели различных методов сухого хранения ОЯТ и особенности конструкций хранилищ. К ним относятся:

- хранилище скваженного типа (сухие колодцы, пробуренные в грунте, облицованные бетоном и сталью);
- специальные контейнеры двухцелевого назначения для хранения и транспортирования топлива;
- хранилище типа железобетонный массив модульного типа;
- хранилище камерного типа.

Контейнерное хранилище и хранилище скважинного типа имеют ряд техниче-

ских недостатков: низкая плотность хранения, несоответствие климатическим условиям выделенной площадки, проблемы, связанные с прогревом грунта при длительном хранении, значительные дозовые нагрузки на персонал, и ряд других проблем и недостатков. Основным недостатком конструкции хранилища "железобетонный массив" являются высокие удельные весовые нагрузки на почву.

Окончательный выбор варианта "сухого" хранилища произведен на основании сравнения технико-экономических показателей, приведенных в табл. 3.

Таблица 3 - Техничко-экономические показатели вариантов "сухого" хранилища

Наименование показателей	Единица измерения	Хранилище скважинного типа	Контейнерное хранилище	Железобетонный массив	Хранилище камерного типа
1. Емкость хранения, в том числе:	тУ	33000	33000	33000	37785
ОЯТ РУ РБМК- 1000	тУ	24000	24000	24000	26510
ОЯТ РУ ВВЭР- 1000	тУ	9000	9000	9000	11275
2. Инвестиционные затраты в базисных ценах 1991 г.	млн. руб.	599	7800	444	392,3
3. Удельные инвестиционные затраты в базисных ценах 1991 г.	тыс. руб. на тУ	18	236	13,5	10,4
4. Расходы на производство и реализацию услуг, в текущих ценах 2005 г.	млн. руб./год	4120	4090	3052	2687
5. Себестоимость хранения ОЯТ (в среднем на 1 т урана) в ценах 2005 г.	тыс. руб./т.год	126	852	82,8	48,2

На основании данных, приведенных в табл. 4, сделан вывод, что наиболее предпочтительным для площадки ГХК является "сухое" хранилище ОЯТ камерного типа.

Таблица 4 - Сводная таблица основных параметров экспериментов

№ п/п	$Q_H, \text{Вт}$	$Q, \text{Вт/м}^2$	$t_{вх}, ^\circ\text{C}$	$t_{вых}, ^\circ\text{C}$	$\alpha, \text{Вт/(м}^2\text{К)}$	$G, 10^{-3} \text{кг/с}$	Ra	Re	Nu
1	135,6	119,9	15,9	40,5	3,34	5,50	$5,42 \cdot 10^8$	2190	23,4
2	159,1	140,7	16,8	43,9	3,42	5,83	$6,26 \cdot 10^8$	2316	24,0
3	193,0	170,6	15,2	45,9	3,56	6,25	$7,84 \cdot 10^8$	2494	25,1
4	254,3	224,9	17,0	57,0	3,85	6,32	$9,97 \cdot 10^8$	2510	27,0
5	294,6	260,5	17,1	64,0	4,02	6,25	$11,5 \cdot 10^8$	2481	28,1
6	78,3	69,2	18,2	39,4	2,97	3,68	$3,0 \cdot 10^8$	1454	20,7
7	100,8	89,1	16,8	40,7	3,07	4,19	$3,97 \cdot 10^8$	1666	21,5
8	347,2	307,0	15,5	68,2	4,05	6,56	$14,0 \cdot 10^8$	2616	28,5
9	370,1	330	12	150	4,4	1,555			

В третьей главе приведены результаты исследования температурных режимов. Исходя из условий устойчивости ОЯТ при длительном хранении заданы ограничения по допустимой предельной температуре на оболочке твэлов. При камерном способе хранения температура ОЯТ определяется следующими основными факторами:

- хорошо организованным контуром естественной циркуляции;
- термическим сопротивлением на границе между наружной поверхностью гнезда хранения (трубы) и охлаждающим воздухом, где передача тепла осуществляется за счет конвективного теплообмена и определяется коэффициентом теплоотдачи;
- термическим сопротивлением внутри гнезда хранения, в котором передача тепла осуществляется за счет конвективного, кондуктивного и лучистого теплообмена.

Поэтому основной задачей при создании хранилища является создание эффективного контура естественной циркуляции воздуха.

С этой целью проведен большой объем экспериментальных и расчетных исследований.

Определение температурного состояния ОЯТ и хранилища представлено тремя взаимосвязанными расчетами:

- расчет контура естественной циркуляции воздуха в камере хранения;
- численное моделирование течения и теплообмена при смешанной конвекции в ячейке хранилища;
- расчеты температурных режимов при хранении.

Помимо этого расчетные исследования проводились по программам "CONRAD", "CINF" и "BERTRAN", разработанным во ФГУП "ГИ "ВНИПИЭТ" (расчет контура естественной циркуляции воздуха в камере хранения, численное моделирование течения и теплообмена при смешанной конвекции в ячейке хранилища, расчет температурных режимов при хранении ОЯТ в гнездах). Для проведения теплофизических расчетов использовались термические коэффициенты из литературных источников и результаты экспериментов на модели одиночной ячейки.

Эксперименты на модели одиночной ячейки (в масштабе 1:4) проводились на стенде в ОАО "НПО ЦКТИ". Результаты экспериментов приведены в табл. 4 и на рис. 4 и 5.

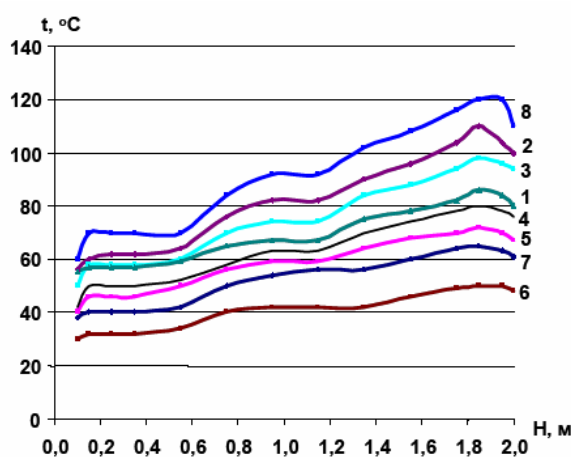


Рисунок 4 – Профили температур по высоте нагревателя в опытах 1-8 (табл.7)

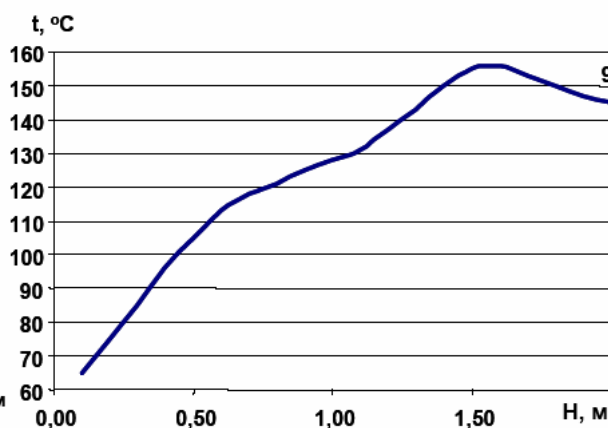


Рисунок 5 – Профили температур по высоте нагревателя в опыте 9 (табл.7)

Из графиков видно следующее: по всей высоте канала, включая сечение выхода, течение является восходящим, в выходном сечении за счет эжектирования воздуха из помещения по периферии ячейки сечения струи уменьшается, а эффективная скорость охлаждающего воздуха увеличивается.

Опыты 1-8 проводились без гидравлического сопротивления на входе в ячейку, опыт 9 проводился с дополнительным гидравлическим сопротивлением, моделируемым ручным расходомером.

В таблице 5 приведены значения остаточного тепловыделения в пенах с ОЯТ максимального выгорания.

Таблица 5 - Остаточное тепловыделение в пенах с ОЯТ

Время выдержки, лет	10	20	30	40	50
РБМК-1000, кВт	1,7	1,32	1,1	0,93	0,79
ВВЭР-1000, кВт	2,37	1,83	1,52	1,27	1,07

По результатам экспериментов рассчитан отвод тепла от наружной поверхности гнезда при свободной конвекции, определен средний коэффициент теплоотдачи (α) стенки гнезда к воздуху в интервале заданных тепловых потоков (q , Вт/м²):

$$\alpha \left(\frac{\text{Вт}}{\text{м}^2 \cdot \text{К}} \right) = \frac{q}{t_{\text{ст}} - t_{\text{вк}}},$$

где $t_{\text{ст}}$ – температура стенки; $t_{\text{вк}}$ – температура входящего воздуха.

Экспериментальная зависимость между средним коэффициентом теплоотдачи и плотностью теплового потока показана на рис.6. Достоверность и точность полученных результатов подтверждается тем, что соотношение коэффициентов Nu и Re на использованном нами стенде подобна зависимости, полученной в модели камеры охлаждения ОЯТ японскими исследователями (Wataru M., Saegusa T., Koga T. et all Heat removal tests on dry storage facilities for nuclear spent fuels. Storage of spent fuel from power reactors. Proceedings of a symposium held in Vienna, 9-13 November, 1998. IAEA-TECDOC-1089, July, 1999, p.417-418).

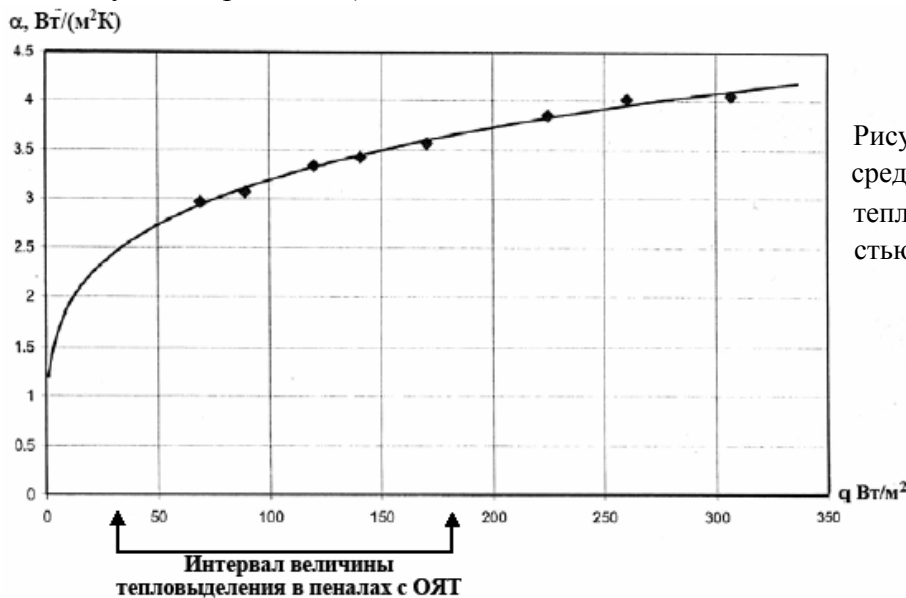


Рисунок 6 - Связь между средним коэффициентом теплоотдачи α и плотностью теплового потока q

Расчет контура естественной циркуляции осуществлен с использованием схемы расположения гнезд хранения и подвода воздуха в камере (рис.7).

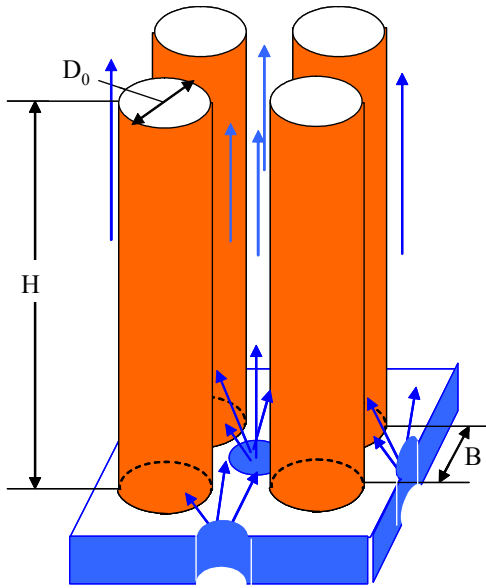


Рисунок 7 - Схема расположения гнезд хранения и подвода воздуха в камере

Исследование условий передачи тепла внутри пеналов показало, что по существу должна рассматриваться теплопередача в вертикально расположенном пучке тепловыделяющих элементов, заключенных в обечайку. Расчет проведен для консервативных условий, когда считается, что передача тепла от твэлов к чехлам осуществляется в радиальном направлении только за счет кондукции газа, которая может быть усилена за счет мелкомасштабной естественной конвекции и тепловой радиации. Крупномасштабная конвекция (циркуляция) в расчете не учитывается.

Структура существующих аналитических зависимостей для расчета кондуктивной теплопередачи в зазорах позволила записать формулу для расчета кондуктивного теплопереноса в общем виде:

$$Q_{\text{конд}}^{\text{разр}} = \lambda_1 \Delta T_1 X,$$

где λ_1 (Вт/м·°С) — коэффициент теплопроводности при средней температуре в зазоре и наличии разрежения; ΔT_1 (°С) — средний температурный перепад в зазоре при наличии разрежения; X (1/м) — множитель, характеризующий геометрию канала сложной геометрии; $Q_{\text{конд}}^{\text{разр}}$ (Вт) — тепло, переданное через зазор кондукцией (учитывался радиационный перенос) в эксперименте с разрежением.

Для экспериментальных режимов, где возможна мелкомасштабная конвекция:

$$Q_{\text{конв}} = \epsilon_K \lambda_2 \Delta T_2 X.$$

$$\text{Тогда } \epsilon_K = \frac{Q_{\text{конв}} \cdot \lambda_1 \cdot \Delta T_1}{Q_{\text{конд}}^{\text{разр}} \cdot \lambda_2 \cdot \Delta T_2} = \frac{Q_{\text{конв}} \cdot \bar{T}_1 \cdot \Delta T_2}{Q_{\text{конд}}^{\text{разр}} \cdot \bar{T}_2 \cdot \Delta T_2}$$

При расчете температуры максимально разогретого твэла в пучке твэлов (ПТ) РБМК-1000, расположенном в ампуле с максимальной температурой, рассмотрен радиационный теплоперенос в пространстве между твэлами, ограниченном внутренней поверхностью ампулы.

Результаты расчета температурного режима ПТ РБМК-1000 в пеналах, установленных в гнезда хранилища камерного типа в варианте равномерной загрузки гнезд в камере "сухого" хранилища в два яруса пеналами с максимально возможными мощностями остаточного тепловыделения, показали, что максимальные температуры оболоч-

чек твэлов ниже, чем заданы исходными требованиями.

Результаты расчета значений максимальных температур при полной загрузке камеры хранения приведены в табл. 6.

Таблица 6 - Результаты расчета значений максимальных температур элементов хранилища при полной загрузке камеры

Метод	РБМК-1000	ВВЭР-1000
	Естественная конвекция	
Среда охлаждения	Наружный воздух	Наружный воздух
Среда хранения	Азот	Азот
Тепловыделение в гнезде хранения, кВт	3,4	3,66
Температура наружного воздуха, °С	+38	+38
Температура воздуха на выходе из камеры, °С	+94	+94
Температура на поверхности гнезда, °С	+145	+147
Максимальная температура оболочек твэлов, °С	+248	+308
Ветровое давление, кПа	0,38	0,38

По результатам экспериментальных и расчетных исследований определены: величина загрузки ОЯТ в "гнездо", обеспечивающая допустимое тепловыделение; количество и расположение вертикальных труб ("гнезд"), обеспечивающих естественную конвекцию воздуха внутри камеры; геометрические параметры воздухопроводов, обеспечивающие необходимый поток охлаждающего воздуха, геометрические параметры камер.

Схема контура естественной циркуляции воздуха с оптимальными геометрическими параметрами приведена на рис. 8.

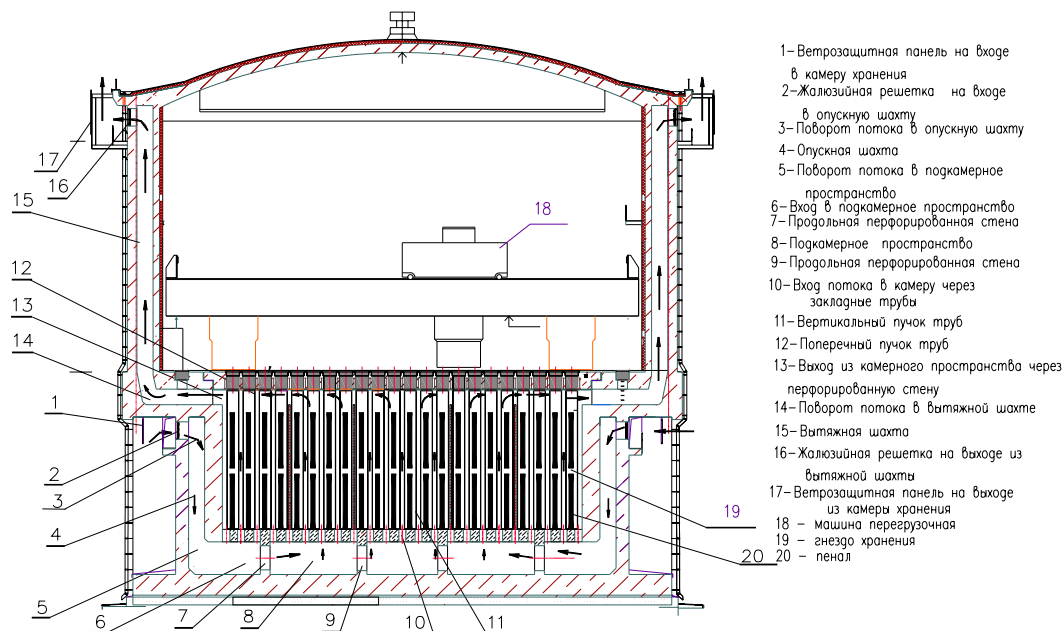


Рисунок 8 - Схема контура естественной циркуляции воздуха

Для регулирования температуры топлива при перевозке ОЯТ разработано специальное "устройство" – контейнер, содержащий вещество (гидрид магния), способное разлагаться с поглощением тепла при температуре 280 °С, тем самым отбирая тепло ОЯТ и предохраняя оболочки твэл от перегрева (защищено патентом).

В четвертой главе приведены результаты исследований и разработок научно-технических решений создания долговременного (50 лет) "сухого" хранилища ОЯТ камерного типа. Отличительной чертой хранилища является то, что оно создается на базе недостроенных зданий завода РТ-2 на ГХК (2, 3, 3А, 3Б), что сокращает затраты, не требует отвода дополнительной территории, увеличивает его емкость. Общий вид хранилища приведен на рис. 9.



Рисунок 9 - Общий вид хранилища

Расчетное заполнение хранилища ОЯТ реакторов РБМК-1000 и ВВЭР-1000 приведено в табл. 7.

Таблица 7 - Расчетное заполнение хранилища, тонн урана

Период заполнения, годы	ОЯТ РУ РБМК-1000	ОЯТ РУ ВВЭР-1000
	Накопление в хранилище нарастающим итогом	
2010	1979	—
2015	5937	2549
2020	9896	5736
2025	13855	8922
2050	23784	9000

На рис.10 схематично показаны основные критерии и принципы обеспечения безопасности хранилища.



Рисунок 10 - Основные критерии и принципы безопасности

Анализ состояния ОЯТ РБМК-1000 перед хранением показал наличие большого количества дефектов и повреждений ОТВС, таких как:

- газоплотности,
- коррозионные повреждения оболочек ТВЭЛ (до 75% толщины оболочек),
- сквозные (контакт топлива с водой) дебриз и фреттинг дефекты.

Для исключения действия охлаждающего воздуха на топливо и снижения выбросов газообразных продуктов деления была разработана концепция контролируемых 2-х барьеров физической защиты, включающая в себя герметичный пенал с 31 ПТ и герметичное гнездо с двумя пеналами. Герметичность по III классу обеспечивается дистанционной сваркой.

На рис. 11 приведен фрагмент модуля хранилища, разработанного по результатам исследований и защищенного патентом. Для обеспечения нормального функционирования хранилища разработаны технологии обращения с ОЯТ РБМК-1000 и ВВЭР-1000.

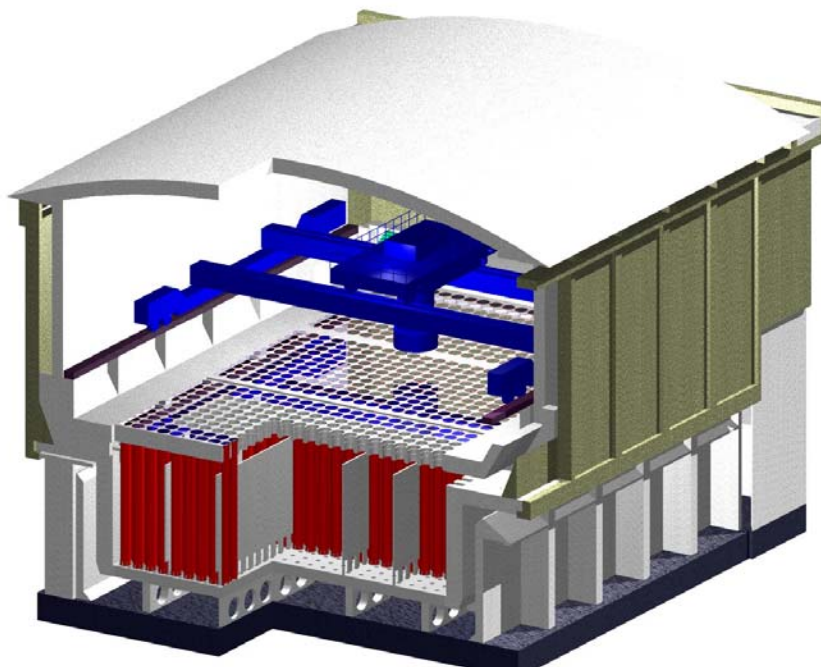


Рисунок 11 - Фрагмент модуля хранилища

Технологическая схема обращения с ОЯТ реакторов РБМК приведена на рис.12. Произведен расчет потребности транспортных средств для вывоза ОЯТ РБМК, который определил необходимость иметь два эшелона, 18 вагонов и 18 транспортных контейнеров.

Система технологического контроля и автоматизированная система управления технологическим процессом обеспечивает сбор информации и управление параметрами технологического процесса, охлаждением гнезд хранения, работой исполнительных механизмов, управлением электроприводами исполнительных механизмов, управлением системами бесперебойного электроснабжения. АСУТП представляет собой двух-уровневый комплекс взаимосвязанных программно-аппаратурных подсистем.



Рисунок 12 – Технологическая схема обращения с ОЯТ РБМК

ГХК – горно-химический комбинат,

БВ – бассейн выдержки,

ОТВС – отработавшая тепловыделяющая сборка,

ОЯТ – отработавшее ядерное топливо,

ПТ – пучок твэлов,

ТУК – транспортно-упаковочный комплект

В пятой главе исследованы вопросы радиационной и ядерной безопасности хранилища. Показано что хранилище ОЯТ камерного типа удовлетворяет требованиям нормативных документов, и его радиационное воздействие на персонал, население и окружающую среду при нормальной эксплуатации и проектных авариях не превышает дозовых пределов облучения персонала и населения, а также ограничивает их при за-проектных авариях.

Безопасность хранилища обеспечивается за счет реализации глубоко эшелонированной защиты, основанной на применении системы физических барьеров, состоящих из топливной матрицы, оболочки твэлов, герметичного пенала, герметичного гнезда хранения, железобетонных строительных конструкций, а также зональности территории (зона промышленной площадки; санитарно-защитная зона; зона наблюдения) и зоны помещений хранилища (зона контролируемого доступа, зона свободного режима).

Использование 2-х контролируемых физических барьеров позволили ограничить выбросы при нормальных условиях эксплуатации и проектных авариях.

Годовые выбросы радионуклидов в атмосферу не превышают дозовых пределов облучения населения.

Результаты расчетов газоаэрозольных выбросов из гнезд хранения при нормальной эксплуатации приведены в табл. 8.

Таблица 8 - Газоаэрозольные выбросы из гнезд хранения при нормальной эксплуатации

Активность нуклидов	Нуклид		
	T	⁸⁵ Kr	¹³⁷ Cs
Удельная активность ОЯТ, Бк/т	1,5·10 ¹³	2,1·10 ¹⁴	2,8·10 ¹⁵
Активность на пенал, Бк	2,6·10 ¹³	3,7·10 ¹⁴	4,9·10 ¹⁵
Активность в газовом объеме пенала, Бк	2,4·10 ¹⁰	1,1·10 ¹¹	7,3·10 ¹⁰
Активность в гнезде через 1 год хранения, Бк	3,5·10 ⁶	4,8·10 ⁷	1,1·10 ⁷
Выброс из гнезда, Бк/год	1,4·10 ³	1,6·10 ⁴	1,0·10 ⁴
Выброс из хранилища, Бк/год	1,1·10 ⁷	1,2·10 ⁸	7,6·10 ⁷

Скорость образования радиолитического водорода пропорциональна радиационному энерговыделению в водяных парах и определяется по следующему уравнению:

$$\gamma = \frac{K_{\gamma} \cdot W_{\gamma} \cdot V \cdot 3,6 \cdot 10^3}{1,6 \cdot 10^{-16} \cdot A}$$

где: K_{γ} — молекулярный выход водорода при поглощении энергии гамма-излучения равной 1 МэВ, $K_{\gamma} = 4 \cdot 10^3$ мол.; W_{γ} - энерговыделение ОЯТ, поглощенное в парах воды, кВт; V - объем идеального газа, $V = 22,4$ л/моль; $3,6 \cdot 10^3$ - коэффициент перевода сек. в час.; A - постоянная Авогардо, $A=6,02 \cdot 10^{23}$ мол/моль; $1,6 \cdot 10^{-16}$ - коэффициент перевода мощности, МэВ/с в кВт.

Расчеты определили, что скорость образования водорода составляет 2,9 л/год на одно гнездо хранения ОЯТ.

Расчет биологической защиты.

Для определения мощности дозы от ионизирующего излучения выполнены расчеты по двум программам - CilinG и Microshild. Эти программы основаны на методе лучевого анализа, когда источник интегрируется по объему, а каждый элементарный источник рассматривается как точечный.

Расчеты проводились по уравнению:

$$P = \frac{S_v \cdot k}{4\pi} \int_V \frac{B e^{-\mu x} \cdot dV}{r^2},$$

где: P — мощность дозы в заданной точке, мкЗв/ч; S_v — объемная активность источника, част.(см³·с)⁻¹; k — коэффициент перевода плотности потока в мощность дозы, мкЗв·с·см²/ч; B — дозовый фактор накопления (безразмерный параметр); μx — эффективная толщина ослабления излучения в источнике и защите, выраженная в длинах свободного пробега (безразмерный параметр); r — расстояние от элементарного объема dV до заданной точки, см.

Интеграл вычисляется по объему источника V .

Результаты расчетов кратности ослабления в зависимости от толщины защиты приведены в табл.9.

Таблица 9 - Кратность ослабления для стали и бетона

Толщина защиты из стали, см	Кратность ослабления	Толщина защиты из бетона, см	Кратность ослабления
0	1	0	1
3,6	1,92	13,3	1,95
9,3	10,2	31,9	10,2
16,3	110	54,9	107
22,5	1040	76,1	1120
28,9	1,13·10 ⁴	97,2	1,33·10 ⁴
35,1	1,21·10 ⁵	116,9	1,35·10 ⁵

Толщины биологической защиты по бетону, удовлетворяющие требованиям нормативной документации, составляют: верхнее перекрытие камеры хранения - 1200 мм, нижнее перекрытие камеры хранения - 800 мм, боковые стены камеры хранения - 1100 мм, что и было принято в проекте.

Основным принципом ядерной безопасности является предотвращение достижения критичности и возникновения СЦР в системе обращения с ядерным топливом при нормальной эксплуатации и при проектных авариях (затопление водой).

Для расчетов критичности хранилища использован программный комплекс ММКФК-2 с системами подготовки констант АРАМАКО-С1 и WIMS-D4, составлена расчетная модель хранилища

Критичность характеризуется эффективным коэффициентом размножения нейтронов ($K_{эфф}$), который не должен превышать величины 0,95, и определяется по следующему критерию:

$$K_{эфф}^{расч} - \Delta K_m + 2\sqrt{\sigma_m^2 + \sigma^2} \leq 0,95$$

где: $K_{эфф}^{расч}$ - значение $K_{эфф}$, полученное методом Монте-Карло для данного хранилища; ΔK_m - среднее значение смещения ($K_{эфф}^{расч} - 1$); σ_m^2 - дисперсия смещения; σ^2 - дисперсия $K_{эфф}^{расч}$ при расчете методом Монте-Карло.

Таблица 10 - Значения $K_{эфф}$ хранилища при заполнении водой или паро-водяной смесью различной плотности отдельных зон хранилища при наружном давлении 0,1 МПа

Плотность паро-водяной смеси г/см ³	$K_{эфф} \pm \sigma$		
	Вода только вне гнезд	Вода только между гнездом и пеналом	Вода только в пенале внутри ячеек с ТВС воды нет
Вода 1,0	0,314 ±0,001	0,549 ±0,002	0,567 ±0,002
0,8	0,315 ±0,001	0,572 ±0,002	0,591 ±0,002
0,6	0,315 ±0,001	0,594 ±0,002	0,617 ±0,002
0,4	0,337 ±0,001	0,605 ±0,002	0,640 ±0,002
0,2	0,435 ±0,002	0,585 ±0,002	0,640 ±0,002
Воздух во всех зонах	0,443 ±0,002		

Таблица 11 - Значения $K_{эфф}$ хранилища при заполнении всего хранилища водой или паро-водяной смесью различной плотности при наружном давлении 0,1 МПа

Плотность паро-водяной смеси г/см ³	1,0	0,8	0,5	0,3	0,1	Воздух
$K_{эфф} \pm \sigma$	0,933 ±0,001	0,889 ±0,002	0,766 ±0,002	0,643 ±0,002	0,535 ±0,002	0,443 ±0,002

Таким образом, в условиях нормальной эксплуатации и проектных авариях хранилище удовлетворяет требованиям ядерной безопасности, изложенным в Правилах ПНАЭ Г-14-029-91.

Разработана система контроля радиационной безопасности, выбраны технологии дезактивации оборудования и помещений; технология обращения с радиоактивными отходами.

В шестой главе обоснована экономическая эффективность хранилища (коммерческая и экономическая). При определении эффективности оценка предстоящих затрат и результатов осуществляется в пределах расчетного периода (горизонта расчета) с шагом расчета один год.

Основным показателем, характеризующим экономическую эффективность создания и эксплуатации хранилища, является чистый дисконтированный доход (ЧДД) или интегральный эффект и себестоимость хранения ОЯТ.

Инвестиционные затраты на строительство сухого хранилища ОЯТ определены сметными расчетами в базисных ценах 1991 года, а затем переведены в цены 2005 года с использованием расчетных индексов с учетом налога на добавленную стоимость.

Структура инвестиционных затрат в базисных ценах 1991 года приведена в табл.12.

Таблица 12 - Структура инвестиционных затрат по направлениям (в базисных ценах 1991 г., тыс.руб.)

Наименование затрат	Сумма	% к итогу
Глава 1. Подготовка территории	1286,93	0,3
Глава 2. Основные объекты строительства	273995,52	64,0
в том числе:		
хранилище ОЯТ в зд. № 3А (РБМК)	87693,73	20,5
хранилище ОЯТ в зд. № 3 (РБМК)	95140,92	22,2
хранилище ОЯТ в зд. № 2 (ВВЭР-1000)	90977,15	21,3

Наименование затрат	Сумма	% к итогу
Глава 3. Объекты подсобного производственного и обслуживающего назначения	25738,72	6,0
Глава 4. Объекты энергетического хозяйства	3250,53	0,8
Глава 5. Объекты транспортного хозяйства и связи в том числе:	35681,46	8,3
транспортные средства	11285,9	2,6
Глава 6. Внешние сети и сооружения водоснабжения и теплоснабжения	12260,13	2,9
Глава 7. Благоустройство территории	1433,98	0,3
Итого по главам 1-7	353647,27	82,6
Глава 8. Временные здания и сооружения	4710,32	1,1
Глава 9. Прочие работы и затраты	20992,13	4,9
Глава 10. Содержание дирекции строящегося предприятия (технадзор)	2212,87	0,5
Глава 12. Проектные, изыскательские работы. Авторский надзор	34140,81	8,0
Резерв на непредвиденные работы и затраты	12334,59	2,9
Всего затрат	428037,99	100%
В т.ч. возвратные суммы	706,55	

Инвестиционные затраты строительства в ценах 2005 г. приведены в табл. 13.

Таблица 13 - Инвестиционные затраты в ценах 2005 г., млн.руб.

Наименование затрат	Сумма	Сумма с НДС
Строительные работы	4791,8	5654,3
Монтажные работы	1623,7	1916,0
Оборудование	9388,8	11078,8
Прочие затраты	801,9	946,3
ВСЕГО	16606,2	19595,4

При определении стоимости основных фондов, подлежащих амортизации, из общей суммы инвестиционных затрат исключены затраты на разборку строительных конструкций, возвратные суммы и налог на добавленную стоимость.

Расчет расходов на производство и реализацию услуг на долговременное хранение ОЯТ РУ РБМК-1000 и ВВЭР-1000 выполнен в ценах 2005 г. с использованием нормативных и стоимостных показателей.

Плата МПС определена исходя из расчетной протяженности транспортирования по маршруту АЭС - ГХК (4500 км), тарифа за пробег груженого и порожнего литерного эшелона в размере 741,3 руб./поезд-км и 494,6 руб./поезд-км соответственно и расчетного количества рейсов 12 в год.

Структура расходов на производство и реализацию услуг на долговременное хранение ОЯТ в ценах 2005 г. приведена в табл. 14.

Таблица 14 - Структура расходов на производство и реализацию услуг на долговременное хранение ОЯТ РУ РБМК-1000 и ВВЭР-1000, млн.руб.

Наименование	Сумма	% к итогу
Пеналы для размещения ОЯТ	242,3	9,0
Химреагенты и вспомогательные материалы	2,3	0,1
Энергоресурсы	67,2	2,5

Наименование	Сумма	% к итогу
Фонд оплаты труда. Единый социальный налог. Затраты на охрану труда	150,7	5,6
Амортизация зданий и сооружений, оборудования и транспортных средств	1515,3	56,4
Расходы на содержание и эксплуатацию, ремонт и техническое обслуживание зданий и сооружений, оборудования и транспортных средств	358,2	13,3
Прочие расходы	70,1	2,6
Фонд вывода из эксплуатации	149,3	5,6
Общехозяйственные расходы	131,4	4,9
Всего	2687,2	100

Чистый дисконтированный доход определен за весь период горизонта расчета нарастающим итогом и составляет 12333,4 млн. руб.

Основные технико-экономические показатели хранилища камерного типа приведены в табл. 15.

Таблица 15 - Основные технико-экономические показатели хранилища камерного типа

Наименование	Единицы измерения	Значение показателя
Емкость хранилища	т U	37785
- ОТВС РУ ВВЭР-1000	шт./ т U	27840/11275
- ОТВС РУ РБМК-1000	ПТ/ т U	469216/26510
Период хранения	лет	50
Потребность в энергоресурсах		
- электроэнергия	тыс. кВт-ч/год	23515
- тепло	Гкал./год	93879,3
- вода производственная	тыс. м ³ /год	8,3
- вода питьевая	тыс. м ³ /год	25,3
- сжатый воздух	тыс. м ³ /год	7·10 ³
Потребность в пенах для размещения упаковок		
- ОЯТ РУ РБМК-1000	шт./год	452
- ОЯТ РУ ВВЭР-1000	шт./год	494
Инвестиционные затраты на строительство с учетом внеплощадочных сооружений в базисных ценах 1991 г., всего	млн.руб.	428,0
- в том числе собственно хранилище	млн.руб.	392,3
То же в ценах 2005 года	млн.руб.	16606,2
То же в ценах 2005 года с учетом НДС	млн.руб.	19595,4
Сроки строительства	лет	2004-2016
Общая трудоемкость строительно-монтажных работ,	чел.дн.	2304792
Потребность в строительных кадрах	чел.	1300
Расходы на производство и реализацию услуг в ценах 2005 г.	млн. руб./год	2687,2
Кроме того, плата МПС за транспортирование ОЯТ РУ РБМК-1000	млн. руб./год	113,8

Наименование	Единицы измерения	Значение показателя
Себестоимость долговременного хранения ОЯТ РУ РБМК-1000	тыс. руб./тU·год	42,6
ОЯТ РУ ВВЭР-1000	тыс. руб./тU·год	61,4
Срок окупаемости	лет	5
Чистый дисконтированный доход за расчетный период	млн. руб.	12333,4

Себестоимость хранения ОЯТ реакторов ВВЭР-1000 в бассейне под водой (здание 1 изотопно-химического завода ГХК вместимостью 6000 т) составляет 211,2 тыс.руб./т U·год, что в 3,5 раза дороже чем себестоимость хранения ОТВС "сухим" способом.

ВЫВОДЫ

1. Проведено обоснование метода "сухого" хранения отработавшего ядерного топлива АЭС с реакторами РБМК-1000 и ВВЭР-1000 в хранилище камерного типа на базе результатов проведенных расчетов и исследований.

2. Разработана концепция и технология создания 2-х контролируемых физических барьеров безопасности при хранении ОЯТ РБМК 1000 и ВВЭР-1000 в "сухом" хранилище камерного типа, включающая обоснование безопасности "сухого" хранения. Разработаны технологические схемы безопасного обращения с ОЯТ и его размещения в ХОТ и конструкции технических устройств, защищенных патентами.

3. Выявлены основные факторы, влияющие на безопасность "сухого" хранения, исследованы температурные режимы в камерах хранилища при естественной циркуляции охлаждающего воздуха. Доказано, что максимальные температуры на оболочках ТВЭЛ не превышают допустимых пределов.

4. Исследованы вопросы радиационной и ядерной безопасности, разработаны технологии обеспечения герметичности барьеров безопасности, позволяющие снизить уровень выбросов радиоактивных веществ на порядок ниже допустимых пределов при обращении с ОЯТ на АЭС и в централизованном "сухом" хранилище. Обоснована геометрия размещения ОЯТ, гарантирующая сохранение хранилищем свойств глубоко подкритичной системой при нормальной эксплуатации и проектных авариях.

5. Обоснована экономическая эффективность разработанного проекта хранилища. Рассчитан чистый дисконтированный доход, который за все время хранения ОЯТ составит 12333,4 млн.руб. При этом себестоимость долговременного хранения составит:

- для ОЯТ РУ РБМК-1000 – 42,6 тыс. руб./т U в год;
- для ОЯТ РУ ВВЭР-1000 – 61,4 тыс. руб./т U в год, что значительно дешевле, чем себестоимость хранения ОЯТ в бассейне под водой.

6. Проведенные исследования, разработки и расчеты внедрены в проект самого крупного в мире "сухого" хранилища ОЯТ емкостью 37785 т по урану, которое находится в стадии строительства.

Основное содержание диссертации изложено в следующих работах:

1. Калинин В.И., Сорокин В.Т. и др. Технология хранения и приповерхностного захоронения низко- и среднеактивных отходов // Сборник трудов VII Международной конференции. Безопасность ядерных технологий. СПб.: РRo Атом, 2004. – С. 243-247.

2. Калинин В.И., Калинин В.И., Крицкий В.Г. и др. Экспериментальное исследо-

вание поведения сталей при сухом хранении ОЯТ // Физика и химия обработки материалов. – 2005. – № 5.

3. Калинин В.И. Обеспечение безопасности долговременного хранения отработанного ядерного топлива реакторов РБМК-1000 // Экология и атомная энергетика: Научно-технический сб. Вып. 2. Сосновый Бор. 2005.

4. Калинин В.И., Анисимов О.П. и др. Аспекты безопасности сухих хранилищ ОЯТ // Труды VIII Международной конференции "Безопасность ядерных технологий". СПб. – 2005. С. 213-216.

5. Калинин В.И., Симановский В.М. Проблемы обращения с отработавшим ядерным топливом АЭС // Экология и атомная энергетика: Научно-технический сб. Вып. 1. Сосновый Бор. 2005. – С. 70-72.

6. Калинин В.И., Шафрова Н.П., Анисимов О.П. Экономика и безопасность длительного хранения ОЯТ // Труды VIII Международной конференции "Безопасность ядерных технологий". СПб. – 2005. С. 79-82.

7. Сафутин В.Д., Калинин В.И. Долговременное хранение ОЯТ и режим нераспространения // Международная конференция "Многосторонние технические и организационные подходы к ядерному топливному циклу для укрепления режима нераспространения". М. – 2005.

8. Модуль хранения отработавшего ядерного топлива: пат. 2266579 Рос. Федерация: МПК G 21 F 5/008 / Калинин В.И. и др.; заявитель и патентообладатель Федеральное гос. унитар. предпр. Красноярский госуд. проектно-изыскательский институт "ВНИПИЭТ" - № 2004105254/06; заявл. 25.02.2004; опубл. 20.12.2005, Бюл. № 35. – 6 с: ил.

9. Устройство для хранения и/или перевозки отработавшего ядерного топлива: пат. 2266580 Рос. Федерация: МПК G 21 F 5/008 / Калинин В.И. и др.; заявитель и патентообладатель Федеральное гос. унитар. предпр. Красноярский госуд. проектно-изыскательский институт "ВНИПИЭТ" - № 2004105510/06; заявл. 25.02.2004; опубл. 20.12.2005, Бюл. № 35. – 7 с: ил..