



Российская Демократическая партия «Яблоко»

**В.М.Кузнецов**

**Основные проблемы и современное состояние безопасности  
предприятий ядерного топливного цикла  
Российской Федерации**

г.Москва

2002 г.

УДК 621.039

ББК 31.4

К89

**ОСНОВНЫЕ ПРОБЛЕМЫ И СОВРЕМЕННОЕ СОСТОЯНИЕ ПРЕДПРИЯТИЙ ЯДЕРНОГО  
ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ/ - Российская Демократическая  
партия «Яблоко» - М.: , 2002 г. - 259 с.**

ISBN 5-7117-0323-4

Предметом предлагаемой читателю книги явились определение состояния и анализ сложившегося в атомной отрасли положения с хранением и переработкой отечественного ОЯТ, а также определение готовности атомной отрасли к широкомасштабному приему на хранение и переработку зарубежного ОЯТ. Кроме этого, данная книга имеет целью: представить независимую оценку состояния ядерной и радиационной безопасности предприятий ядерного топливного цикла, расположенных на территории России.

Материалы книги могут быть использованы для определения наиболее узких мест в обеспечении ядерной и радиационной безопасности ЯТЦ, анализа допущенных ошибок при эксплуатации ядерных установок и хранении ОЯТ, совершенствования нормативной базы по безопасности в атомной энергетике, а также информирования общественности о состоянии Российской атомной энергетике, о последствиях использования "мирного" атома. Издание рассчитано на широкий круг читателей, интересующихся проблемами ядерной и радиационной безопасности.

Табл. 35 Фото. 10 Рис.18 Диагр.7. Библиография 37 назв.

Рецензент: С.И.Барановский - Академик РАЕН, профессор, доктор технических наук, Президент Российского Зеленого Креста

© В.М. Кузнецов

© Оформление, оригинал-макет

, 2002

Научное издание

**В.М. Кузнецов**

**Основные проблемы и современное состояние безопасности предприятий ядерного  
топливного цикла Российской Федерации**

ISBN 5-7117-0323-4

Редактор: О.В.Федорук

Корректор: Л.Д.Ринкус

Компьютерная верстка

Лицензия № от

Сдано в набор Подписано в печать

Формат 70x108/16. Бумага. Гарнитура .

Печать офсетная. Усл. печ. л. Уч. - изд. л.

Тираж 20000. Заказ

Адрес:



## Оглавление

Обращение к читателям депутата Государственной Думы С.С.Митрохина	
Вступительная статья профессора М.И.Зеликина	
Предисловие	
Введение	
Сравнительная потенциальная опасность предприятий ЯТЦ	
Состояние здоровья персонала предприятий ЯТЦ	
Обращение с РАО и ОЯТ на предприятиях ЯТЦ	
Краткий обзор работ, развернутых в России по утилизации плутония.	
Состояние системы государственного учета и контроля ядерных материалов	
Физическая защита предприятий ЯТЦ	
Некоторые вопросы атомного законодательства	
Предприятия ядерного топливного цикла России	
Аварии и инциденты	
Сибирский химический комбинат (г.Северск, Томск-7)	
Красноярский горно-химический комбинат ГХК (г. Железногорск, Красноярск-26)	
Электрохимический завод (Красноярск –45)	
ПО «Маяк» (г.Озерск, Челябинск-65)	
Новосибирский завод химконцентратов (АО «НЗХК»)	
Уральский электрохимический комбинат (УЭХК), (Свердловск – 44, г.Новоуральск)	
Производственное объединение "Чепецкий механический завод" (ПО «ЧМЗ» г.Глазов)	
Основные причины возникновения аварийных ситуаций на предприятиях ЯТЦ России	
Промышленные реакторы	
Вопросы транспортировки ОЯТ	
Аварии при транспортировке	
Анализ причин инцидентов	
Организационно-технические задачи при транспортировке	
Выводы и предложения	
Список использованной литературы	
Примечание 1	
Параметры предприятий ядерного топливного цикла России, характеризующие их потенциальную опасность	
Приложение 2	
Основные радиохимические предприятия мира	
Соединенные Штаты Америки	

Французский репроцессинг

Великобритания

Япония

Индия

Приложение 3

Отзыв академика А.М.Прохорова

Отзыв директора Центра радиационной безопасности Минэнерго России

А.М.Шрамченко

Приложение 4

Основные понятия и принципы ядерной и радиационной безопасности

Приложение 5

Основы радиационной химии в ядерном топливном цикле

Приложение 6

Перечень основных нормативных документов и нормативных актов, используемых Госатомнадзором России при государственном регулировании безопасности в области использования атомной энергии (П-01-01-98) введен с 12.02.99 г. (приводится в сокращении)

Приложение 7

Соотношения между единицами СИ и внесистемными единицами активности и характеристик поля излучения

Список сокращений

## Обращение к читателям депутата Государственной Думы С.С.Митрохина

### Уважаемые читатели!

Мне приятно представить Вам книгу В.М.Кузнецова «**Основные проблемы и современное состояние безопасности предприятий ядерного топливного цикла Российской Федерации**».

Проблема обеспечения ядерной и радиационной безопасности всегда являлась одной из важнейших для России. Однако после принятия федеральных законов о ввозе отработавшего ядерного топлива (ОЯТ), которые разрешают хранение и захоронение радиоактивных отходов, образующихся в результате обращения с ОЯТ на территории Российской Федерации, а также реально возросшей угрозой террористических актов на радиационно-опасных объектах, данная проблема получила дополнительную остроту. Даже те страны, которые тратят достаточные суммы на безопасность атомных и радиационно-опасных объектов, сегодня не дают гарантию их надежности. Российские же предприятия ядерного топливного цикла ежегодно не получают необходимого финансирования на самые необходимые потребности. Кроме того, давно уже не секрет, что такого рода предприятия не обеспечивают надежного хранения радиоактивных материалов и зачастую просто халатно обращаются с радиоактивными отходами (как, например, слив жидких радиоактивных отходов в оз. Карачай предприятием ПО «Маяк», закачка их под землю). Между тем, Россия граничит со странами, находящимися в состоянии затяжных военных конфликтов. Хорошо спланированные террористические акты на ее территории, в отличие от США, - не новшество.

Фракция «Яблоко» в Государственной Думе Российской Федерации всегда отводила этой проблеме особое место. В вопросах обеспечения ядерной и радиационной безопасности объектов ядерного комплекса Российской Федерации особенно важны достоверность информации и объективная позиция. По понятным причинам, информация заинтересованных ведомств не просто не отвечает такого рода требованиям, но зачастую намеренно искажает ситуацию по ряду ключевых вопросов. Поэтому высокое значение имеют труды независимых и компетентных экспертов, к которым относится и автор предлагаемого труда Кузнецов В.М. Особенно ценно, что после скандально известных процессов по делам А.Никитина и Г.Пасько материалы по проблемам безопасного использования атомной энергии продолжают появляться и рассчитаны не только для узкого круга специалистов, но для всех, кто интересуется вопросами ядерной и радиационной безопасности объектов атомной энергетики (ОАЭ).

В.М.Кузнецов является членом Высшего Экологического Совета Комитета по экологии Государственной Думы Российской Федерации и, пожалуй, единственным высококлассным специалистом, чье мнение по вопросам ядерной и радиационной безопасности может рассматриваться в качестве компетентной оценки **независимого** эксперта.

При его участии Комитетами и фракциями Государственной Думы РФ неоднократно проводились парламентские слушания о состоянии безопасности объектов атомной энергетики

Российской Федерации. Он также активно участвовал в разработке атомного законодательства России.

Кроме этого, им была разработана программа по ядерной и радиационной безопасности Российской Демократической партии «Яблоко», которая изложена в книге «Реформы для большинства», вышедшей в 1995 году.

В.М.Кузнецов автор многих книг, статей и докладов по ядерной и радиационной безопасности объектов российской атомной энергетики.

Среди них следующие:

- «Государственная радиация», вышла в России и была переведена в Великобритании в 1994 г.;
- «Российская атомная энергетика. Вчера, сегодня и завтра. Взгляд независимого эксперта», вышла в России в 2000 г. и является единственной в своем роде книгой подобного содержания в России. В ней подведен итог кропотливой и длительной работы автора по анализу безопасности Российских объектов атомной энергетики, мест хранения радиоактивных отходов и отработанного ядерного топлива, а также деятельности Госатомнадзора России. Эта книга заслуживает особого внимания, т.к. имеет официальную рецензию Министерства по атомной энергии России и рекомендована Министерством в качестве учебника для Высших учебных заведений. И это при том, что отношение Минатома к деятельности В.М.Кузнецова, как одного из главных его оппонентов у нас в стране, весьма неоднозначно.

Несмотря на кажущееся обилие публикаций по проблеме ввоза на хранение и переработку зарубежного отработавшего ядерного топлива, на самом деле российская общественность находится в состоянии информационного голода. Во многих публикациях отсутствует обоснованная независимая оценка. Тем не менее, эти вопросы затрагивают отнюдь не узкие ведомственные интересы и должны решаться на государственном уровне. Именно анализу сложившегося в атомной отрасли положения по вопросам хранения и переработки и посвящена настоящая книга. Данная работа имеет главную цель: представить независимую оценку состояния ядерной и радиационной безопасности предприятий ядерного топливного цикла, расположенных на территории России. Данная информация предназначена главным образом для информирования граждан Российской Федерации.

Фактический материал книги в виде доклада уже представлялся депутатам Государственной Думы и членам Совета Федерации Российской Федерации при обсуждении вопросов ядерной и радиационной безопасности переработки и хранения ОЯТ при внесении поправок в природоохранное законодательство Российской Федерации. Но, к большому сожалению, народные избранники отнеслись к этой информации без должного внимания, несмотря на то, что материал доклада получил самую высокую оценку Президента Академии инженерных наук лауреата Нобелевской премии академика - Александра Михайловича Прохорова (материалы отзыва приведены в книге).

Кроме этого, ряд государственных организаций поддержали выводы, сделанные в докладе В.М.Кузнецова. Среди них: Государственный комитет Российской Федерации по стандартизации и



метрологии, Центр радиационной безопасности Министерства энергетики Российской Федерации и др.

Книга содержит богатый справочный материал, а также фотографии, рисунки, диаграммы и таблицы, помогающие усвоить предлагаемую читателю информацию.

Я искренне надеюсь, что представленные материалы книги будут интересны для вас, наших уважаемых читателей.

**Депутат Фракции «ЯБЛОКО»  
Государственной Думы Федерального Собрания России 1,2,3 созывов  
С.С.Митрохин**

## Вступительная статья профессора М.И.Зеликина

Книга, которую читатель держит в руках, содержит изложение далеко не общеизвестных фактов и цифр, дающих ясное представление о современном состоянии российской атомной энергетики, о проблемах ее безопасности и о перспективах ее развития. Обычно книги, касающиеся вопросов атомной промышленности, пишут либо непрофессионалы, и тогда есть опасность дезинформации, связанная с недостаточной компетентностью автора, либо - люди слишком заинтересованные, и тогда есть опасность, что они намеренно не сообщают читателю всей объективной информации. Данная книга уникальна. Ее автор, Владимир Михайлович Кузнецов, работал начальником инспекции по надзору за ядерной и радиационной безопасностью объектов атомной энергетики Госатомнадзора России и был уволен за то, что закрыл более десятка ядерных объектов, представлявших опасность для граждан России. Он является специалистом высочайшего класса в вопросах, рассматриваемых в данной книге, и при этом он ничего не скрывает и ничего не приукрашивает. Книга будет очень полезна каждому, кто хотел бы выработать собственную, беспристрастную точку зрения на предмет. Проблема ввоза на территорию России отработанного ядерного топлива (ОЯТ) из-за рубежа не может не волновать каждого, кто болеет за судьбы наших детей, за интересы государства и за будущее нашей страны. Сейчас уже решен вопрос о внесении поправок в российское законодательство, позволяющих осуществлять широкомасштабный ввоз зарубежного ОЯТ. Книга сформировалась в процессе борьбы, которую вела против этих поправок наша небольшая инициативная группа, костяк которой составили представители Общественной организации "Московского общества испытателей природы" (МОИП). 10 мая 2001 г. на заседании МОИП был заслушан доклад В.М.Кузнецова **"Основные проблемы и современное состояние безопасности предприятий ядерного топливного цикла Российской Федерации"**. В результате всестороннего обсуждения материалов доклада в адрес президента РАН академика Ю.С.Осипова за подписью Президента МОИП, ректора МГУ, академика В.А.Садовниченко было направлено письмо, в котором было указано, что обсуждение в Государственной Думе РФ изменений федерального законодательства по ввозу ОЯТ происходит без достаточного научного обоснования. Были направлены письма-обращения в адрес Президента России В.В.Путина и Председателя Государственной Думы РФ Г.Н.Селезнева с просьбой о приостановке законодательного процесса до всестороннего обсуждения этих поправок.

Письма-обращения подписали: лауреат Нобелевской премии, Президент Академии инженерных наук, академик А.М.Прохоров; директор института биохимической физики, академик А.Е.Шилов; академик А.С.Монин; академик О.А.Ладыженская; директор медико-генетического научного центра Российской академии медицинских наук, академик В.И.Иванов; академик И.Р.Шафаревич и др. К тому времени ни одна из организаций РАН даже не поднимала вопроса об обсуждении поправок. После наших обращений дело ограничилось чисто формальной отпиской. Своим письмом от 22.06.2001 г. № 2-10017-2114/576 и.о. главного ученого секретаря РАН академик

Б.М.Мясоедов уведомил МОИП о том, что 05.06.2001 г. на расширенном заседании секции "Радиационная безопасность" Научного Совета РАН по проблемам экологии и чрезвычайным ситуациям была рассмотрена ситуация по проблемам обеспечения безопасности при обращении с отработанным ядерным топливом. Хотя это заседание и носило название "расширенное", на него не был приглашен ни один из оппонентов идеи ввоза ОЯТ, там присутствовали только заинтересованные люди. Не были рассмотрены ни технические, ни экономические проблемы ввоза (как узнает читатель из данной книги, эти проблемы очень серьезны). А главное, это заседание было проведено всего за день до принятия в III-ем чтении поправок в Государственной Думе РФ, и оно не могло сыграть никакой роли в уже по существу решенном вопросе. Кроме этого, на заседании не был рассмотрен доклад В.М.Кузнецова.

При проведении пресс-конференций по данной теме, мы (инициативная группа) неоднократно предупреждали, что в случае принятия поправок в наше природоохранное законодательство, Минатом России будет неограниченно ввозить ОЯТ без оформления соответствующих разрешительных процедур. К сожалению, мы не ошиблись. В начале ноября 2001г. Красноярский Горно-химический комбинат (ГХК) (г.Красноярск-26, г.Железногорск) принял на хранение из Болгарии 41511 кг 188 г ОЯТ.

Данный контракт № 08843672/80011-09Д от 16 июня 2000 г. был проведен с множественными нарушениями российского законодательства, а именно:

- обеспечение безопасности транспортировки и физической защиты груза было осуществлено без наличия соответствующей лицензии Госатомнадзора России;
- были не выполнены требования пункта 4 статьи 50 ФЗ «О внесении дополнения в статью 50 Закона РСФСР «Об охране окружающей природной среды», а именно, что «ввоз в Российскую Федерацию из иностранных государств облученных тепловыделяющих сборок ядерных реакторов... разрешается в случае, если проведены государственная экологическая экспертиза и иные государственные экспертизы соответствующего проекта, предусмотренные законодательством РФ, обоснованы общее снижение риска радиационного воздействия и повышение уровня экологической безопасности в результате реализации соответствующего проекта»;
- в соответствии с пунктом 1.1. Контракта, «Поставщик примет от Заказчика на технологическое хранение и последующую переработку, отработавшее ядерное топливо, в том числе СП СУЗ и СВП...». В соответствии с письмом Госатомнадзора № 7-40/820 от 22.10.01 СП СУЗ (стержни поглотители системы управления и защиты) и СВП (стержни с выгорающими поглотителями) являются радиоактивными отходами. В соответствии с пунктом 1.4. Дополнения 3 к Контракту от 2

августа 2001 г., слова «СП СУЗ» были исключены из Контракта. Тем не менее, в соответствии с указанным пунктом остаются разрешенными к ввозу стержни с выгорающими поглотителями, также являющиеся радиоактивными отходами. В соответствии с пунктом 3 ст. 50 Закона РСФСР «Об охране окружающей природной среды», ввоз любых радиоактивных отходов из-за рубежа запрещен. Таким образом, Контракт и осуществленный на его основании ввоз ОЯТ нарушает действующее российское законодательство.

- в соответствии с пунктом 1.2. Контракта, «Контракт на возврат остеклованных высокоактивных отходов, будет заключен не позднее, чем за 10 лет до начала их возврата». В соответствии со статьей 15 Контракта, Контракт действует в течение 10 лет со дня его подписания. Насколько нам известно, при подписании контракта не было заключено дополнительных контрактов на возврат остеклованных высокоактивных отходов. Таким образом, речь идет о вечном хранении отходов, образующихся в результате переработки ввозимого ОЯТ. В этой связи Контракт нарушает статьи 2 и 5 Соглашения между Правительством Российской Федерации и Правительством Народной Республики Болгарии о сотрудничестве в области атомной энергетики, пункт 3 статьи 50 Закона РСФСР «Об охране окружающей природной среды», часть 1 Порядка приема для последующей переработки на российских предприятиях отработавшего ядерного топлива зарубежных атомных электростанций и возврата образующихся при его переработке радиоактивных отходов и материалов.

Таким образом, и Контракт, и осуществленный на его основе ввоз ОЯТ противоречат как законодательству, действовавшему до июля 2001 года, так и новому законодательству, действующему с июля 2001, регламентирующим порядок обращения с облученным ядерным топливом.

Кроме этого, стоит отметить, что в России пока нет предприятий для переработки ОЯТ этого типа. Они могут появиться только через 20 лет. Все это время 40 тонн ОЯТ придется где-то хранить, т.е. тратить немалые денежные средства. Сумма, которую Болгария должна выплатить России составляет 25,7 миллионов долларов, т.е. по 620 долларов за 1кг ОЯТ. Но ведь основным аргументом Минатома в процессе убеждения депутатов Государственной Думы послужил довод о том, что Россия будет получать по 1000 долларов за 1 кг. Так что "болгарская" цена оказалась на треть меньше, нежели та, которую обещал Минатом. Президентом России В.В.Путиным был подписан Указ от 10.07.2001 г. № 828 "О специальной Комиссии по вопросам ввоза на территорию Российской Федерации облученных тепловыделяющих сборок зарубежного производства". Президент внес в Думу законопроект, согласно которому ввоз облученных тепловыделяющих сборок зарубежного производства должен осуществляться исключительно на основании положительного заключения этой Комиссии. Однако закон не принят, Комиссия еще не начинала

работать, а топливо уже идет в Россию. Мы не считаем вопрос о ввозе ОЯТ закрытым. Наша инициативная группа ученых поддерживает идею проведения общероссийского референдума по вопросам законности ввоза зарубежного ОЯТ. Мы будем оказывать штабу референдума всяческую поддержку.

**Профессор Московского  
Государственного университета, д.ф.м.н. М.И.Зеликин**

**01.03.2002 г.**

## Предисловие

Интерес российской общественности к деятельности Министерства по атомной энергии России (Минатом России) в значительной степени то обостряется, то затухает – в зависимости от крупных акций, предпринимаемых либо этим ведомством, либо его критиками. Такими акциями Министерства за последнее время явились, например, внесение в федеральное законодательство поправок, которые окончательно разрешили ввоз в Россию на хранение и переработку отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) из-за рубежа; предпринимаемые усилия по изменению статуса Госатомнадзора России; состоявшаяся сделка между Россией и США по продаже в Америку урана, извлекаемого из утилизируемых ядерных боеприпасов; сотрудничество с Ираном, Индией и Китаем в области развития атомной энергетики и целый ряд других.

Однако во всех перечисленных вопросах всегда отсутствовала их достаточно обоснованная сторонняя (независимая) оценка. И это при том, что вопросы эти затрагивают отнюдь не узко ведомственные интересы и должны решаться на государственном уровне. Но, используя в большинстве случаев по-прежнему еще достаточный государственный «вес» Министерства и откровенно лоббируя свои интересы, Минатом представил данные проблемы в Государственной Думе предвзято (тенденциозно) без должного технического обоснования и обсуждения всеми заинтересованными сторонами.

Именно анализу сложившего положения в атомной отрасли и посвящена настоящая книга. Данная работа имеет главную цель: представить независимую оценку состояния ядерной и радиационной безопасности предприятий ядерного топливного цикла, расположенных на территории России.

Материалы обзора могут быть также использованы для определения наиболее узких мест в обеспечении ядерной и радиационной безопасности объектов использования атомной энергии в части обращения (сбора, транспортировки, обеспечения физической защиты и соблюдения режима нераспространения), утилизации (временного хранения и переработки) и хранения (захоронения) ядерных материалов (включая ОЯТ) и радиоактивных веществ (включая радиоактивные отходы – РАО).

В данной работе обобщена информация, полученная только из официальных источников открытого характера. Автор не претендует на абсолютную полноту представленной информации по рассматриваемым вопросам. Автор книги выражает свою признательность организациям и отдельным лицам, оказавшим ему помощь в работе над книгой, и в том числе:

- Фракции «Яблоко» в Государственной Думе Российской Федерации и лично С.С.Митрохину
- Национальной организации Российской Зелёный Крест и лично Президенту РЗК С.И.Барановскому;
- Руководителю программы по ядерной и радиационной безопасности МСoЭС - Е.Ю.Крысанову;
- И.А.Коровкину, В.И.Шильдину, А.А.Сабко, А.Д.Шрамченко, М.М.Погорелому.



## Введение

Изначально созданная для военных целей атомная отрасль бывшего Советского Союза и сейчас в большей части имеет «военный» характер. Засекреченность атомных объектов, их продукции, происходящих на них инцидентов и аварий, значительное финансирование из государственного бюджета, значительное влияние на власть «атомных командиров» - все эти факторы сохранены и имеют тенденцию к росту.

Большую роль в обеспечении экспансии Минатома во многие сферы жизни нашей страны, как ни странно, играют деньги, которые Западные страны выделяют России для технической помощи и реконструкции стареющих объектов атомной энергетики. Российское государство в любом случае должно тратить какое-то количество денег на эти цели. Западная помощь позволяет Минатому России освободить достаточно большие суммы, которые в ином случае были бы потрачены на реконструкцию. Таким образом, больше денег Минатома направляется на развитие атомной энергетики, а финансовая помощь Запада ускоряет строительство в России новых атомных станций и способствует упрочению позиций Минатома на отечественном индустриальном рынке.

Но в то же время, рядом иностранных государств предпринимаются попытки использовать сегодняшнее состояние России в своих целях, а именно, осуществить проект, связанный с ввозом отработанного ядерного топлива на хранение и переработку.

Общий объем планируемого ввоза на переработку и хранение отработанного ядерного топлива (ОЯТ) с зарубежных объектов использования атомной энергетики составит 20000 тонн, за что Россия должна получить 20 миллиардов USD.

14 декабря 2001 г. на коллегии Счетной палаты РФ было признано что **"...состояние с обращением с РАО и облученным ядерным топливом в России оценивается как кризисное"**. Коллегия вынесла такое решение по результатам проверки хода финансирования и выполнения федеральной целевой программы **"Обращение с радиоактивными отходами и отработавшими ядерными материалами, их утилизация и захоронение на 1996-2005 годы"**. В частности, было указано, что финансирование в 1996-2000 гг. программы за счёт средств федерального бюджета осуществлялось неудовлетворительно. Кроме того, были установлены факты неэффективного и нецелевого использования средств в сумме 13,5 млн. рублей. Было отмечено также отсутствие в России системного подхода к решению проблем обращения с РАО, что **"существенно ограничивает возможности страны по привлечению средств международной финансовой помощи: и явится в дальнейшем серьёзным препятствием при переговорах по вопросу о ввозе и переработке ОЯТ из-за рубежа"** (*Nuclear.ru, 17 декабря 2001 г.*)

Поставка болгарского ОЯТ с АЭС «Козлодуй» в начале ноября 2001 на ГХК (г. Красноярск-26) была выполнена с грубейшими нарушениями Российского законодательства, а проверка финансовой деятельности ОАО "Техснабэкспорт", проведенная Счетной палатой РФ, способствовала очередным громким перестановкам в системе Минатома. Так, на состоявшемся 17 декабря 2001 г. Совете

директоров ОАО "Техснабэкспорт" заявил о своей отставке Генеральный директор компании Р.Фрайштут, 21 декабря «уходят» Первого заместителя Министра по атомной энергии В.Иванова и еще 10 высокопоставленных чиновников Минатома, а до этого, в конце марта 2001 г. ушел и сам Министр О.Адамов. Ушли главные лоббисты ввоза зарубежного ОЯТ, а теперь даже спросить не с кого. Если произойдут инциденты на объектах ЯТЦ, связанные с ввозом зарубежного ОЯТ, новые руководители Министерства будут утверждать, что они были против всего этого, и это им навязали, и они ничего сделать не могут. К великому сожалению у нас в стране - это нормальное развитие событий: так было во времена работы НКВД в 30-х годах, также и остается и сейчас.

Экономические трудности становления России после распада Союза, социальная нестабильность и политические бури последних лет вытеснили из сознания отдельных людей и общественного сознания в целом трагедии Чернобыля, Южного Урала, других радиационных катастроф. Это чревато новыми смертельными опасностями для страны: урок, не усвоенный или забытый, часто грозит напомнить о себе в еще более страшных масштабах. Беда, свершившаяся в нашем прошлом, уже сегодня губительна для нас и наших детей, а в ближайшем будущем угрожает сделать непригодной для жизни и среду нашего обитания. И нет более жизненно важной задачи на сегодня, чем оздоровление среды обитания, предотвращение грядущих катастроф, формирование нового сознания населения в целом - адекватного сегодняшнему состоянию среды обитания и наличию смертельной опасности для нее.

В официальной прессе Минатома (Бюллетень Центра общественной информации по атомной энергии) № 6/2000 г. стр.4-17 опубликована **«Стратегия развития атомной энергетики России в первой половине XXI века»**. В ней указывается, что **«...переработку основной массы облученного ядерного топлива целесообразно отложить до начала серийного строительства быстрых реакторов нового поколения. Это позволит также воздержаться от дальнейшего накопления плутония на складах, что целесообразно по соображениям укрепления режима нераспространения»**.

Положения этого документа правильные, но они находятся в прямом противоречии с действиями Министерства по приему зарубежного ОЯТ, т.к. ввод в эксплуатацию быстрых реакторов нового поколения, - это слишком далекая и дорогостоящая перспектива. Переработка же ОЯТ является актуальным только для реакторов-размножителей, в которых осуществляется воспроизводство ядерного топлива. Вопрос о переработке ОЯТ других типов реакторов должен решаться на основе сопоставления затрат на переработку, обращение с отходами и выгоды от использования выделенных при переработке ядерных материалов с затратами на захоронение ОЯТ. Вот именно по этой причине в настоящее время в ряде стран реализуется решение об отложенном контролируемом хранении ОЯТ.

Согласно прогнозу МАГАТЭ, сделанного еще в 70-х годах прошлого века, в 2000 году должно было быть почти 4500 ядерных энергетических установок. В действительности на данный момент мы

имеем около 440 реакторов (абсолютный пик зарегистрирован в 1996 году), т.е. 10 % от прогноза. Опять же именно тогда прогнозировалось, что при бурном развитии атомной энергетики цена на природный уран возрастет в несколько раз, и тогда необходимо будет вводить в эксплуатацию реакторы на быстрых нейтронах. В действительности же после аварии на Чернобыльской АЭС и резкого снижения от планов использования атомной энергетики во всем мире, цена на природный уран на региональных рынках с 1980 г. по 2000 г. упала в четыре раза и в ближайшие 20 лет ожидающаяся когда-то напряженность на ураном рынке не предвидится. Тоже самое произошло и с программами по использованию плутония в виде ядерного топлива в большинстве стран, ранее занимавшимися такими разработками. В настоящее время Великобритания, США, Германия, Бельгия и Голландия остановили все программы по строительству бридеров.

Показательна история эксплуатации самого мощного в мире французского реактора на быстрых нейтронах «Суперфеникс» мощностью 1200 МВт, работавшем на плутониевом топливе. Этот реактор был введен в эксплуатацию в начале 1986 г. и остановлен в конце 1996 года. Окончательный отказ от его эксплуатации произошел после множества серьезных аварий. Этот реактор за 10 лет работы установил мировой рекорд неэффективности – суммарное производство электроэнергии (всего 8 ТВт\*ч), что составляет коэффициент загрузки в расчете на срок службы порядка 6 %.

Кроме этого, по сообщению (Nucler.ru., 27.12.2001 г.) японская компания “Kansai Electric Power” решила временно приостановить реализацию заказа на изготовление партии МОХ-топлива на заводе “Melox” во Франции. Как передало агентство NucNet, на этот шаг компания была вынуждена пойти после того, как министерство экономики, торговли и промышленности Японии заявило, что не даст разрешения на использование этого топлива в стране. Заявление министерства может негативно отразиться на государственной программе внедрения уран-плутониевого топлива на японских АЭС. Кроме того, “Kansai Electric Power” будет вынуждена заплатить около 6 млрд. йен (46 млн. долларов) за заказ на его производство, сделанный компании “Commoх” – совместному предприятию, образованному французской “Сogema” и бельгийской “Belgonucleaire”. “Kansai Electric Power” более года вела переговоры с министерством экономики, торговли и промышленности по вопросу гарантий обеспечения качества импортируемого МОХ-топлива. Тем не менее, в заявлении министерства сказано, что отчеты сотрудников “Kansai Electric Power”, прикомандированных к “Melox”, и проверки проведенные самой компанией, не являются достаточным основанием для вынесения положительного решения по качеству ввозимого МОКС-топлива. По мнению представителей “Kansai Electric Power”, никаких проблем с качеством МОКС-топлива не существует. Однако в компании заявление министерства расценили как окончательное решение по данному вопросу, поскольку оно выполняет функции ядерного надзорного органа в стране. Руководство “Kansai Electric Power” сообщило, что “с учетом того, что внедрение МОХ-топлива должно проводиться в масштабах всей страны и при полной поддержке общественности, компания принимает решение временно прекратить производство уран-плутониевого топлива, уже начатое на заводе “Melox”. Также в самое ближайшее время в

Великобританию будут возвращены 8 сборок MOX-топлива производства BNFL, поскольку **данные по контролю качества этой партии оказались сфальсифицированы**. В настоящее время сборки находятся на четвертом блоке АЭС “Такахама”

Стоимость переработки и изготовления MOX-топлива оказалось намного большей, чем предполагалось ранее (в постоянных ценах в 4 раза), так что частичное замыкание ЯТЦ легководных реакторов оказалось убыточным при современных низких ценах на уран и даже при возможном в последующие десятилетия удорожании урана, скажем, в 3-4 раза. Тем не менее эти страны замыкают ЯТЦ легководных реакторов, покрывая затраты за счет соответствующего увеличения тарифов на электроэнергию, производимую АЭС (надбавка к тарифам АЭС во Франции, связанная с затратами на переработку ОЯТ легководных реакторов составляет 0.3 цент/кВт\*ч). Наоборот, США и некоторые другие страны отказываются от переработки ОЯТ, предпочитая в будущем на окончательное захоронение ОЯТ, предпочитая его длительную выдержку, что оказывается намного дешевле (надбавка к тарифам АЭС, введенная в США актом 1982 г., составляет 0.1 цент/кВт\*ч).

В таблице 1 приведены современные и прогнозируемые мощности по переработке ОЯТ (тТМ/год).

Таблица 1

Страна	Тип реактора	Годы						
		1998	1999	2000	2005	2010	2015	2020
Китай	LWR				25	25	25	25
Франция	LWR	1600	1600	1600	1600	1600	1600	1600
Индия	PHWR	60	160	160	460	460	460	460
	Исс.реактор	50	50	50	50	50	50	50
Япония	LWR	100	100	100	620	900	900	900
Россия	LWR,FBR	400	400	400	400	400	400	400
Великобритания	FBR	10	10	10	10			
	GGR/магнокс	1500	1500	1500	1500	1500		
	LWR/AGR	1200	1200	1200	1200	1200	1200	1200

Примечание: источник «Nuclear Engineering International» v.44, N 252.1999. September

В таблице 2 приведены действующие и планируемые мощности по производству MOX-топлива в странах мира (т ТМ/год).

Таблица 2

Страна	Завод	Годы			
		1998	2000	2005	2010
Бельгия	Дессель	35	40	40	40
Франция	Кадараш	35	40	40	40
	Маркуль (Melox)	120	160	160	160
Индия	Тарапур	5	10	10	10
Япония	Токай	15	15	5	5
	Рокассё	-	-	100	100
Великобритания	Селлафилд,MDF	8	8	8	8
	Селлафилд,SMP	-	120	120	120
Россия	По «Маяк»	-	-	10	50
Всего:		218	393	493	533

Примечание: источник «Nuclear Engineering International» v.44, N 252.1999. September

Две особенности ядерного топливного цикла: радиационная опасность технологий топливного цикла и риск распространения ядерных материалов, полученных в результате переработки, должно ограничивать распространение технологий топливного цикла. Экономическая же эффективность переработки ОЯТ будет проявляться только в случае крупномасштабного ввода в эксплуатацию быстрых реакторов.

Как раньше, так и сейчас предприятия ЯТЦ представляют значительную опасность для населения и окружающей среды. Начиная с 1949 г. на предприятиях ЯТЦ произошло более 250 аварий, что доказывает их высокую опасность. Всего же по официальным данным за 50 лет существования атомной промышленности у нас в стране произошло 385 различных аварий и инцидентов, в ходе которых пострадали 685 человек, из которых 338 получили острую лучевую болезнь, а 56 скончались.

Кроме этого, нельзя забывать, что в каждой 1 тонне ОЯТ находится от 4 до 10 кг реакторного плутония. В результате переработки 20000 тонн зарубежного ОЯТ может быть ориентировочно извлечено ~ 200 т плутония, плюс уже имеющийся свой российский плутоний ~ 180 тонн. Также сразу возникает проблема: надо хранить выделенный плутоний. Хранение 1 грамма плутония обходится в 5-6 USD в год, тогда общая денежная сумма, необходимая для хранения ~ 380 тонн (нашего и зарубежного) плутония, должна быть в размере 2.3 млрд.USD в год.

Также, следует **особо отметить, что в составе предприятий ЯТЦ России ядерных установок, находящихся под гарантиями МАГАТЭ, нет.**

В результате функционирования замыкающей стадии ядерного топливного цикла (ЯТЦ) атомной энергетики – утилизации продуктов жизнедеятельности объектов использования атомной энергии - в России накоплено большое количество радиоактивных отходов (РАО) и отработанного ядерного топлива (ОЯТ).

Отработанное топливо содержит значительное количество в том числе особо опасных радионуклидов, обладающих ядерно-физическими, радиационными и физико-химическими свойствами. В таблице 3 приведены радионуклиды, определяющие активность и токсичность отработанного топлива. В таблице 4 проведена оценка накопления делящихся материалов в российском отработанном ядерном топливе.

Таблица 3

Временной интервал, год	Определяющие радионуклиды
До 100	Fe-55, Co-58, Ni-59, Sr-90, Ru-106, Sb-125, Cs-134,137, Ce-144, Pm-147, Eu-154,155
100-1000	Sm-151, Co-60, Cs-137, Ni-59,63
1000-10000	Pu-239,240, Am-241
$10^4$ - $10^5$	Np-237, Pu-239,240, Am-243, C-14, Ni-59, Zr-93, Nb-94
$>10^5$	I-129, Tc-99, Pu-239

Таблица 4

Год	Масса, тыс.тонн	Количество делящихся материалов, т	
		Плутоний	U <sup>235</sup>
2000	15	90	140
2010	23	140	215
2025	33	240	350
2050	50	500	650

Объем (тыс.тонн) выгружаемого из реакторов АЭС России ОЯТ нарастающим итогом приведен в таблице 5, а характеристики емкостей хранилищ для хранения ОЯТ - в таблице 6.

Таблица 5

Тип реактора	2000 г.	2010 г.	2025 г.
РБМК-1000	10	15.3	22.5
ВВЭР-440 (только АЭС России)	0.3*	1.0	2.0
ВВЭР-1000	2.5	3.1.	8.4

Примечание: \*В хранилищах при АЭС на трехлетней выдержке.

Таблица 6

Место размещения	Вид топлива	Емкость хранения
ПО «Маяк» завод РТ-1 (здания 101А и 801А)	ОЯТ транспортных реакторов, АЭС с реакторами ВВЭР-440, КС-150, АМБ.	~2500
ГХК Завод РТ-2 (здание 1)	ОЯТ АЭС с реакторами ВВЭР-100.	6000 (к концу 2001 будет заполнено 3000 т)

Примечание: без учета хранилищ ОЯТ на АЭС.

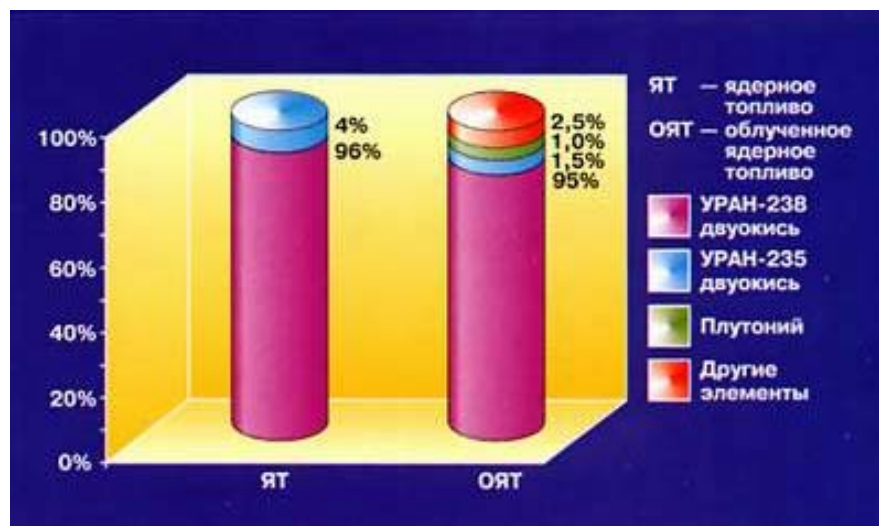
В таблице 7 приведены данные по изменению изотопного состава в свежем и отработанном топливе.

Таблица 7

Изотоп	Свежее топливо	Отработанное топливо после выгрузки из реактора, вес, %
U <sup>235</sup>	3.3	0.80
U <sup>236</sup>	-	0.46
U <sup>238</sup>	96.7	94.30
Продукты деления	-	3.50
Pu	-	0.89
Другие трансурановые изотопы*	-	0.05
Итого:	100	100

Примечание: данные приведены для ВВЭР-1000, при КИУМ-70 %. Атомные номера трансурановых изотопов больше, чем у урана; изотопы образуются при абсорбции нейтронов (без деления) урановым топливом (в особенности U<sup>238</sup>)





**Рис.1. Изоотопный состав свежего и отработанного топлива.**

Суммарная активность продуктов деления, содержащихся в 1 т ОЯТ ВВЭР-1000 после трех лет выдержки в бассейне-выдержки (БВ), составляет 790000 Ки. В таблице 8 приведен состав ОЯТ.

Таблица 8

Состав	Легководные реакторы	Быстрые реакторы
Уран, кг	960	856
Плутоний, кг	7	103
Продукты деления		
Цезий, Ки	142000	152000
Стронций, Ки	70300	162000
Рутений, Ки	72000	1210000
Родий, Ки	72000	1210000
Криптон, Ки	9	9

Примечание: Время выдержки ОЯТ - 3 года для легководных реакторов, 150 суток для быстрых.

### **ОЯТ атомных электрических станций.**

На АЭС России происходит накопление ОЯТ в густонаселенных районах европейской части России, где расположено большинство АЭС. Неудовлетворительно обстоят дела с вывозом ОЯТ с АЭС (полное отсутствие вывоза его со станций с реакторами РБМК, ЭГП и АМБ (судьба ОЯТ реакторов РБМК-1000 в настоящее время не определена, переработка этого типа ОЯТ экономически нецелесообразна, по крайней мере, до 2010 г.), а также недостаточной темп вывоза со станций с реакторами ВВЭР и БН) в связи с отсутствием стратегического решения по его дальнейшей судьбе. Рост количества ОЯТ, хранимого на площадках АЭС, снижает ядерную безопасность и требует специального обоснования безопасности принятых схем хранения при аварийных ситуациях. Особенно остро эта проблема стоит на АЭС с реакторами РБМК. Уплотненное хранение ОТВС лишь временно снимает вопрос размещения их и, как следствие, проблему продолжения эксплуатации АЭС. Для справки: объем ОЯТ в реакторах типа РБМК, ВВЭР-440 и ВВЭР-1000, работающих в составе отечественных и зарубежных АЭС, возрастет за период 2000-2010 г.г. с ~ 14 тыс.тонн (по урану, при суммарной радиоактивности ~ 5 млрд.Ки) до ~ 25 тыс.тонн, а к 2030 г. до ~ 50 тыс.тонн, что составит около 10 % всего объема ОЯТ, накопленного в мире. В таблице 9 приведены данные о заполнении ОЯТ БВ и ХОЯТ, ОСХОТ АЭС (по состоянию 31.12.2000 г.)

Таблица 9

АЭС	Количество ТВС с ОЯТ (проектная вместимость/ факт)						Примечание
	Бл.1	Бл.2	Бл.3	Бл.4	Бл.5	ХОЯТ	
КУР.	2600 805	2600 933	2600 1487	2600 1805	-	29200 22279	
ЛЕН.	2732 1969	2732 1673	2732 1639	2732 2242		24720 23850	
СМО.	4000 1111	4000 2820	4000 2704	-	-	13560 8577	
КЛН.	416 203	416 144	-	-	-	-	
КОЛ.	616 290	637 376	662 271	662 295	-	-	
БАЛ.	391 253	391 162	391 193	612 226	-	-	
БИЛ.	2050 1967	2050 2244	2050 440	-	-	-	
НВО.	1050 45	300 0	653 349	677 280	306 97		ОСХОТ 916/261
БЕЛ.	Информация под грифом для служебного пользования						

Примечание: емкости БВК бл.3 и 4 Курской АЭС указаны с учетом уплотненного хранения ОТВС. ОСХОТ – отдельно стоящее хранилище отработавшего топлива. ХОЯТ – хранилище отработавшего ядерного топлива.



В настоящее время в России эксплуатируется 30 энергоблоков на 10 АЭС с реакторными установками различных типов: ВВЭР-1000, ВВЭР-440, РБМК-1000, БН-600, ЭГП-6.

**Рис.2. Карта расположения атомных электростанций на территории Российской Федерации.**

Обращение с ОЯТ производится в соответствии с требованиями НД и условий действия лицензий на эксплуатацию АЭС. Однако имеют место отнюдь не единичные случаи нарушения, связанных с обращением и технологией перегрузки ОЯТ.

Ниже приведены только некоторые инциденты, которые были зафиксированы на АЭС с обращением ОЯТ:

- на блоке 2 Курской АЭС, 26.08.2000 г. при нахождении блока в среднем ремонте была повреждена с помощью РЗМ подвеска ТВС вследствие неправильных действий персонала при перегрузке топлива (ТК 32-42);
- 04.05.91 г. в ходе проведения пуско-наладочных работ (ПНР) "горячей камеры" блока N 2 Игналинской АЭС вместо планируемого для разделки имитатора тепловыделяющей сборки (ТВС) была разделана реальная отработавшая тепловыделяющая сборка (ОТВС), вследствие чего три человека из состава персонала реакторного цеха получили дозы внешнего облучения свыше дозового предела (6.32 бэр, 9.44 бэр, 13.47 бэр) соответственно по показаниям индивидуальных дозиметров типа КДТ-02. Указанные лица были направлены на медицинское освидетельствование в МСЧ-136, а затем для обследования в клинику больницу N 6 г.Москвы;
- В 1988-1989 гг. на Кольской АЭС неоднократно было обнаружено повышение активности грунтовой воды в контрольных скважинах N 13, 14, 19, активность поступала из помещений расположения емкостей кубового остатка (ЕКО) (ЕКО-1, ЕКО-5) и бассейна-выдержки (БВ) блока N2 через неплотности в облицовке ЕКО, БВ, смежных с ними помещений, бетона и гидроизоляции;
- 09.11.91 г. при вскрытии контейнера (акт-расследования 4КУР-ПО6-07-09-91) при работе на мощности блока N 4 Курской АЭС, при проведении операции загрузки ОТВС в вагон-контейнер для вывоза в ХОЯТ произошло падение ОТВС (причина - нарушение НД при перегрузке);
- 12.06.91 г. (акт-расследования ЗСМО-ПО2-16-12-91) при работе на мощности блока N 3 Смоленской АЭС, при перегрузке топлива произошел обрыв центрального стержня ОТВС. РЗМ развила большее усилие, чем это предусмотрено в регламенте по эксплуатации (вышел из строя редуктор);
- 03.12.91 г. (акт-расследования 1ЛЕН-ПО6-12-12-91) при выгрузке пенала из вагона в склад хранения свежего топлива блока № 1 Ленинградской АЭС произошло повреждение 10-ти СТВС (свежих) в результате расцепления траверсы с контейнером. Причина - столкновение с другим контейнером из-за халатности оперативного персонала, занятого на перегрузке;
- 01.07.92 г. (акт-расследования ЗСМО-ПО2-01-01-92) при перегрузке топлива произошло загрязнение тракта ТК 41-42 посторонними предметами, что привело к заклиниванию ОТВС при перегрузке;
- На Белоярской АЭС в течение длительного периода времени в бассейне-выдержки отработанного ядерного топлива (БВ-1,2) из-за потери герметичности части кассет имел место длительный прямой контакт урана с водой части ОТВС. В результате чего, вода практически превратилась в ЖРО с удельной активностью  $1,2 \cdot 10^{-3}$  Ки/л, что серьезно снижало безопасность остановленной 1-ой очереди станции. Для повышения безопасности хранения ОЯТ 1-й очереди только в апреле 2000 года была введена в опытную эксплуатацию система очистки воды в БВ-1, 2, в результате чего удалось снизить

активность по цезию-137 в БВ-1 и в БВ-2 почти на два порядка. В результате работы системы из БВ-1 (бассейн-выдержки) выведено 2440 Ки и из БВ-2 - 4481 Ки. 02.12.2001 г. вследствие естественного ухудшения состояния облицовки бассейнов выдержки, появилась течь БВ-2 величиной 1,1-1,4 м<sup>3</sup> в час, что увеличивает радиационную опасность 1-й очереди. Пунктом 6.5.1.(разуплотнение БВ-1,2) Технологического регламента эксплуатации 1-й очереди Белоярской АЭС, утвержденного 28.04.99 г., предусмотрены защитные действия персонала, в рамках которых и ведется эксплуатация блока № 2 с течью из БВ-2, так же допустимо полное опорожнение неплотного БВ;

- На Белоярской АЭС с 1964 по 1979 год неоднократно происходили разрушения топливных сборок активной зоны на первом блоке. В 1977 году произошло расплавление половины топливныхборок активной зоны на втором блоке. Ремонт длился около года.

- Билибинская АЭС, блок 4, 14.03.98 г. – при проведении плановых ремонтных работ по перегрузке ядерного топлива на блоке 4, находящемся в КПП, произошло несанкционированное внешнее облучение трех работников, превышающее дозовый предел. Работники цеха централизованного ремонта (ЦЦР) производили работы по опусканию пеналов с ОТВС под верхним перекрытием БВ-3 без предварительного контроля за ходом работ со стороны службы дозиметрии. В результате этих нарушений зафиксированы различные повышенные показания индивидуальной дозы облучения: 9 бэр (90 мЗв), 1,7 бэр (17 мЗв) и 1 бэр (10 мЗв). Уровень события по шкале INES – 3. Причины события: нарушение работниками ЦЦР технологии производства работ по консервации ОТВС на БВ-3, а также грубейшие нарушения установленного порядка проведения контроля за радиационно-опасными работами, допущенные дозиметристами станции. В ноябре 1995 г. на АЭС при перегрузке ТВС два работника станции получили дозу внешнего облучения выше ПДД (5,8 и 5,7 бэр);

- 21.11.95 г. на блоке № 4 Курской АЭС при проведении работ во выгрузке негерметичной ТВС два человека получили дозы сверх годового дозового предела. Инцидент произошел в результате некачественного контроля со стороны службы дозиметрии за действиями работников. Уровень по шкале INES-2;

- январь 1996 г. обнаружена течь (12 литров в сутки) из бассейна хранилища ОЯТ. Здание хранилища № 428 располагается в 90 метрах от Балтийского моря. Спустя полгода протечки возросли до 144 литров в сутки, а к марту 1997 г. достигли 360 литров в сутки. При участии финских специалистов протечки были частично ликвидированы;

- блок 1, 20.02.98 г. Курской АЭС при работе блока на номинальном уровне мощности работниками АЭС проводились работы по извлечению ОТВС из БВ-1 для последующего транспортирования их в шахту выгрузки в транспортный чехол вагона-контейнера. Во время подъема ОТВС из БВ-1 произошел обрыв каната привода захвата «малой» разгрузочно-загрузочной машины. Это привело к падению ОТВС вместе с захватом в БВ-1 и к частичному разрушению ОТВС (без повреждения оболочек ТВЭЛ). Уровень события по шкале INES -1;

- на блоке 1 Балаковской АЭС 07.10.99 в ППР-99 при перегрузке топлива был поврежден обод дистанционирующей решетки опытной отработавшей ТВС из-за смещения в верхней части ОТВС;
- на блоке 3 Нововоронежской АЭС 31.07.99 в ППР-99 при выгрузке ОЯТ в БВ-3 произошло падение ОТВС из-за расцепления с захватом перегрузочной машины во время проведения КГО ТВЭЛ в БВ-3;
- на блоке 1 Ленинградской АЭС 01.08.99 при выгрузке ОТВС из ТК 12-42 и установке ее в 1БВК-2, после отцепления захвата, произошел облом одной из опор, что привело к падению и деформации верхнего и нижнего пучков ТВЭЛ;
- 19 октября 2000 года, ЛАЭС, хранилище отработавшего ядерного топлива. При строительстве "сухого" хранилища отработавшего ядерного топлива (государственная экологическая экспертиза не проводилась) была обнаружена протечка радиоактивной воды из здания "мокрого" хранилища отработавшего ядерного топлива (здание 428). Радиоактивный грунт из района течи (около 1.5 тонны) был вывезен в хранилище твердых радиоактивных отходов.

На Курской АЭС в течение 2000 года производился перевод на уплотненное хранение ОТВС в ХОЯТ и транспортировка ОТВС из приреакторных бассейнов в ХОЯТ. Бассейны выдержки на блоках 2-й очереди переведены на уплотненное хранение ОТВС.

На Ленинградской АЭС проблема дефицита мест хранения ОЯТ является одной из самых острых. С целью ее решения принимаются следующие меры:

- перевод приреакторных БВК на уплотненное хранение ОТВС;
- перевод на уплотненное хранение ОТВС в БВК ХОЯТ;
- поэтапная реализация проекта сухого контейнерного хранения (в ТУК).

На блоках 1 и 2 Калининской АЭС планомерно проводилась замена систем управления перегрузочной машины в связи с окончанием их ресурсного срока службы.

На Нововоронежской АЭС были приостановлены работы по транспортировке, комплектации и межблочным перевозкам свежего и ОЯТ, а также эксплуатации КГО ТВЭЛ (контроль герметичности оболочек тепловыделяющих элементов) на блоках 3 и 4 и работы с ОЯТ в горячей камере и с гермопеналами, используемыми для упаковки и хранения разделанных ОТВС.

Из нерешенных вопросов хранения ОЯТ на Билибинской АЭС остается изготовление и накопление пеналов для хранения ОТВС.

Ежегодно с АЭС ВВЭР-440 вывозится 120 т ОЯТ на переработку, около 150 т ОЯТ вывозится с АЭС ВВЭР-1000 на хранение в ГХК.

Анализ динамики накопления ОЯТ на АЭС с РБМК показывает, что свободные объемы хранилищ ОЯТ обеспечат эксплуатацию, например, Курской АЭС до 2006 года, Смоленской АЭС до 2008 года.

## ОЯТ исследовательских ядерных установок.

Отработавшее ядерное топливо сосредоточено в основном на территории РНЦ "Курчатовский институт", ГНЦ РФ - ФЭИ, ГНЦ РФ НИИАР, СФ ГУП НИКИЭТ, ПИЯФ им. Б.П. Константинова и филиала ГНЦ РФ НИФХИ им. Л. Я. Карпова.

Заполнение временных хранилищ ОЯТ в среднем составляет 80 %. Заполнение хранилищ ИЯУ отработавшим ядерным топливом (по состоянию на 31.12.2000 г.) приведено в таблице 10.

Возросшие затраты на переработку ОЯТ, особенно расходы на его перевозку, привели к полному прекращению вывоза ОЯТ из научных центров. Не налажен регулярный вывоз отработавшего топлива ИЯУ на предприятия его хранения и переработки. Только часть РАО отправляется на региональные специализированные комбинаты "Радон" для хранения и дальнейшей переработки. Проблема хранения, транспортирования и утилизации РАО обострилась в связи с приостановкой строительства дополнительных пунктов захоронения РАО, установок для переработки твердых и жидких РАО из-за отсутствия целевого финансирования. Одновременно возникла необходимость снятия с эксплуатации и реконструкции устаревших ИЯУ.

Таблица 10

**Заполнение хранилищ ИЯУ отработавшим ядерным топливом  
(по состоянию на 31.12.2000 г.)**

Предприятие-владелец ИЯУ	ИЯУ	Фактическое заполнение хранилищ, %
РНЦ "Курчатовский институт"	МР	60
	ИР-8	36
ГНЦ РФ ФЭИ	АМ-1	60
	БР-10	22
СФ НИКИЭТ	ИВВ-2	80
ГНЦ РФ НИИАР	МИРМ1	97
	СМ-3	94
	РБТ-10/2	67
	БОР-60	95
	ВК-50	56
ПИЯФ им Б.П. Константинова РАН	ВВР-М	37
Филиал ГНЦ РФ НИФХИ	ВВР-Ц	59

В условиях недостаточного финансирования по Федеральной целевой программе "Обращение с радиоактивными отходами и отработавшими ядерными материалами, их утилизация и захоронение на 1996 - 2005 годы" требуется сконцентрировать выделяемые средства на проведение конкретных мероприятий непосредственно в научных центрах в связи с необходимостью повышения безопасности при обращении с РАО.

На основании проведенного анализа состояния работ по ОЯТ ИЯУ необходимо отметить следующее:

- не решен вопрос вывоза ОЯТ реактора «МР» РНЦ "Курчатовский институт" на специализированное предприятие по переработке. Данный реактор был остановлен автором книги



еще 10.12.1992 г, однако, руководство института не предприняло реальных шагов по вывозу ОЯТ на протяжении почти 10-ти лет. В имеющихся на реакторных установках РНЦ и в хранилищах ОЯТ скопилось более 900 штук ОТВС общим весом порядка 14000 кг, их суммарная активность по оценкам превышает 3 млн. Ки.

- не решаются вопросы технологии переработки ОЯТ выведенных из эксплуатации установок (НИИП г.Лыткарино, Московская обл.).

### **ОЯТ судовых и корабельных ядерных установок**

#### **Минтранс России**

ОЯТ хранится на плавучих технологических базах (ПТБ) "Лотта", "Имандра" и "Лепсе". Обращение с ОЯТ в ОАО "ММП" и ГУП РТП "Атомфлот" осуществляется по следующей схеме: ОТВС из реактора - хранилище ПТБ "Имандра" (выдержка не менее 6 месяцев) - хранилище ПТБ "Лотта" (выдержка не менее 2,5 лет) - выгрузка на спецпричале ГУП РТП "Атомфлот" и загрузка в спецэшелон с использованием ТУК-18 - отправка спецэшелона с ОЯТ в контейнерах ТУК-18 на переработку на ПО "Маяк".

ПТБ "Лепсе" выведена из эксплуатации. В настоящее время в рамках международного проекта решаются проблемы выгрузки ОЯТ с этой плавтехбазы с последующей подготовкой судна к утилизации и разрезке на металлолом.

#### **Россудостроение**

В ГУП ГМП "Звездочка" и ГУП ДВЗ "Звезда" продолжаются работы по созданию инфраструктуры выгрузки ОЯТ из реакторов АПЛ, включающей создание пунктов хранения (базы выгрузки и временного хранения ОЯТ).

В 2000 году из г.Северодвинска отправлено на переработку три эшелона с ОЯТ, из г.Мурманска на ПО "Маяк" - шесть эшелонов с ОТВС.

Ниже приведен перечень и дана краткая характеристика радиационно-опасных судоремонтных предприятий Мурманской области.

Перечень и краткая характеристика радиационно-опасных судоремонтных предприятий Мурманской области

№	Название предприятия	Область, населенный пункт	Вид радиационно-опасного оборудования и характеристика радиоактивности источников			
			реакторы критич. сборки	генераторы излучения (РИП)	хранение топлива	хранение, захоронение РАО
1	Судоремонтный завод "Нерпа"	губа Оленья	в ремонте ПЛА	Cs-137 - $1.1 \cdot 10^{10}$ Бк*12 шт. Ir-192 - $8.1 \cdot 10^{11}$ Бк*2 шт. Cs-137 - $4,4 \cdot 10^{10}$ Бк	временное хранение на птб проекта 2020	хранилище ЖРО: Cs-137, Sr-90, Co-60 <sup>1</sup> хранилище ЖРО: Cs-137 (50%), Sr-90 (40%), Co-60 (10%) - $1.1 \cdot 10^{10}$ Бк вр. хранилище ТРО: Cs-137 (50%), Sr-90 (40%), Co-60 (10%) - $1.8 \cdot 10^{10}$ Бк
2	РТП "Атомфлот" + АО "Мурманское морское пароходство"	г. Мурманск	Атомные ледоколы: "Ленин", "Арктика", "Сибирь", "Россия", "Советский Союз", "Ямал", "Таймыр", "Вайгач" с 2 реакторами на ОК-900 мощностью 170 МВт; атомный лихтеровоз "Севморпуть" в реактором КЛТ-40 мощностью 160 МВт	Ir-192 - $8.5 \cdot 10^{11}$ Бк*6 шт. Cs-137 - $2.2 \cdot 10^{11}$ Бк*2 шт. Cs-137 - $2.0 \cdot 10^{11}$ Бк*3 шт.	птб "Имандра" 400 ТВС - $3.0 \cdot 10^{17}$ Бк птб "Лотта" 1500 ТВС - $1.5 \cdot 10^{17}$ Бк птб "Лепсе" 624 ТВС - $2.8 \cdot 10^{16}$ Бк	ж/б каньон-хранилище ТРО: Eu-152,154, 155,Co-60,Mn-54,Cs-137,134 - $2.6 \cdot 10^{11}$ Бк хранилище ТРО: Eu-152,154,155,Co-60, Mn-54,Cs-137,134 - $6.7 \cdot 10^{14}$ Бк ж/б каньон-хранилище ТРО: Eu-152,154, 155,Co-60,Mn-54,Cs-137,134 - $6.3 \cdot 10^{13}$ Бк ж/б каньон-хранилище ТРО: Eu-152,154, 155,Co-60,Mn-54,Cs-137,134 - $2.8 \cdot 10^{11}$ Бк участок территории ТРО: Eu-152,154, 155,Co-60,Mn-54,Cs-137,134 - $6.6 \cdot 10^{12}$ Бк хранилище ЖРО: Eu-152,154,155,Co-60, Mn-54,Cs-137,134,Sr-90,Ce-144 - $7.4 \cdot 10^9$ Бк с/танкер "Серебрянка", хранение ЖРО: Cs-137 (50%), Sr-90 (50%) - $1.5 \cdot 10^{10}$ Бк птб "Володарский": хранение ТРО - $9.0 \cdot 10^{12}$ Бк

№	Название предприятия	Область, населенный пункт	Вид радиационно-опасного оборудования и характеристика радиоактивности источников			
			реакторы критич. сборки	генераторы излучения (РИП)	хранение топлива	хранение, захоронение РАО
3	Судоремонтный завод № 10 ВМФ	г.Полярный	ПЛА в отстое	xxx	xxx	xxx
4	Судоремонтный завод № 35 ВМФ	г. Мурманск	xxx	xxx	xxx	xxx
5	База СВМФ Западная Лица	губа Западная Лица	ПЛА в отстое	xxx	xxx	xxx
6	База СВМФ Гаджиево	г.Гаджиево	ПЛА в отстое	xxx	xxx	xxx
7	База СВМФ Видяево	пос. Видяево	ПЛА в отстое	xxx	xxx	xxx
8	База СВМФ	г.Североморск	2 АНК: “Адмирал Ушаков” “Адмирал Нахимов”			
9	Мурманский СК “Радон”	г. Мурманск				4 заглубленные бетонные емкости: Co-60, Cs-137, Sr-90, Ir-192, Pu-239 и др., суммарная активность - $5.4 \cdot 10^{14}$ Бк

Примечание: источник информации «Радиационное наследие холодной войны» под.С.И.Барановского, 1998 г. РЗК, г.Москва

<sup>1</sup> Данные по активности отсутствуют

**Инциденты с ОЯТ, зафиксированные при проведении транспортно-технологических операций на судовых и корабельных ядерных установках:**

- Мурманск-60 сентябрь 1993 г: на плавмастерской завода N 422 Северного флота вместо пустого контейнера под погрузку был подан контейнер с отработавшими тепловыделяющими элементами активной зоны реактора подводной лодки. Произошло переоблучение персонала;
- 10 августа 1985 г. на АПЛ К-431, проекта 675, зав. № 175, находившейся у пирса № 2 судоремонтного завода ВМФ в Приморье (бухта Чажма, пос. «Шкотово-22»), при перезарядке активных зон реакторов вследствие нарушения требований ядерной безопасности и технологии подрыва крыши реактора произошла неуправляемая самопроизвольная цепная реакция деления ядер урана реактора левого борта. При этом сформировался радиоактивный шлейф, ось которого пересекла полуостров Дунай в северо-западном направлении и вышла к морю на побережье Уссурийского залива. Протяженность шлейфа на полуострове составила 5,5 км (далее выпадение аэрозольных частиц происходило на поверхность акватории до 30 км от места выброса). В ходе аварии и при ликвидации ее последствий повышенному облучению подверглось 290 (по другим данным – 260) человек. В момент аварии от травм погибло 10 человек. Острая лучевая болезнь развилась у 10 человек, у 39 человек отмечена лучевая реакция;
- в феврале 1965 года во время плановых ремонтных работ на реакторе № 2 атомного ледокола «Ленин» произошла авария. В результате ошибки, допущенной операторами ЯППУ, активная зона на некоторое время была оставлена без воды, что вызвало частичное повреждение примерно 60 % тепловыделяющих сборок (ТВС). При поканальной перегрузке удалось выгрузить лишь 94 ТВС. Остальные 125 ТВС оказались неизвлекаемыми из активной зоны. Эта часть ОЯТ была выгружена вместе с экранной сборкой и помещена в специальный контейнер, который был заполнен твердеющей смесью на основе футурола и затем хранился в береговых условиях около 2 лет. В августе 1967 года реакторный отсек с ЯППУ ОК-150 и собственными герметичными переборками был затоплен непосредственно с борта ледокола «Ленин» через днище в мелководном заливе Цивольки в северной части архипелага Новая Земля на глубине 40 - 50 м. Перед затоплением отсека из реакторов было выгружено ОЯТ, а их первые контуры промыты, осушены и герметизированы. По данным Центрального конструкторского бюро «Айсберг», реакторы перед затоплением были заполнены твердеющей смесью на основе футурола. Контейнер со 125 ОТВС, заполненный футуролом, был перенесен с берега, размещен внутри специального понтона и затоплен. К моменту аварии реакторы и судовая ядерно-опасная установка проработали около 25000 часов.
- 12 марта 1997 года во время работ по выгрузке ОТВС из хранилища ПТБ «Имандра» произошел радиационный инцидент – локальное радиоактивное загрязнение наблюдаемой зоны плавбазы «Имандра»;
- в мае 2001 года было выявлено нарушение, допущенные при загрузке ОЯТ АПЛ в транспортные упаковочные комплекты ТУК-18. Нарушение было вскрыто только на ПО "Маяк", уже

после того, как риску было подвергнуто население в регионах следования вагонов с ОЯТ АПЛ. В нарушение ОСТ 95.957-93 поставщик ОЯТ АПЛ провел загрузку в ТУК-18 разрушенных тепловыделяющих сборок, у которых отсутствовала нижняя часть. При этом, персонал ПО "Маяк" не был предупрежден поставщиком о нарушении требований безопасности, что могло привести к аварийной ситуации с тяжелыми последствиями для персонала ПО "Маяк" при выгрузке ОЯТ АПЛ из ТУК-18. По счастливой случайности этого не произошло. Однако штатный режим работы был нарушен поисками "пропавшего ядерного топлива", так как в некоторых тепловыделяющих сборках отсутствовало до половины положенного количества ядерного топлива. Эти поиски ни к чему не привели и был сделан вывод, что утеря ядерного топлива произошла на объекте поставщика. Данные нарушения, в том числе недостача ядерного топлива, были соответствующим образом зафиксированы на ПО "Маяк" в Акте состояния спецпродукции (№35/1443 от 25.05.2001). (источник информации письмо начальника Госатомнадзора России исх.22.10.2001 № 7-11/821 Заместителю Председателя Правительства Российской Федерации И.И. Клебанову).

### **Проблемы ядерной и радиационной безопасности на объектах ВМФ при выводе из эксплуатации АПЛ и обращении с ОЯТ.**

По данным на 01.01.2001 г. выведено из эксплуатации и подлежат утилизации 189 АПЛ, утилизировано 59, ожидают утилизации 126, в том числе с ОЯТ на борту 104. Из-за физического износа и коррозии корпусов более 30 АПЛ с ОЯТ на борту потеряли герметичность цистерн главного балласта и угрожают затоплением с риском возникновения крупных радиационных и ядерных аварий, затрагивающих обширные регионы страны и большие группы населения.

За 1998-1999 гг. было проведено 12 рейсов специального эшелона, в 2000 г. – 11, то на 2001 г. запланировано 18 рейсов. Расходы на обращение с ОЯТ, выгруженным из реакторов АПЛ, составили: на транспортировку и переработку в ПО "Маяк" и контейнерное хранение ОЯТ в 1999 г. – 138,44 млн рублей, в 2000 г. – 293,76 млн рублей, по плану 2001 г. – 257,69 млн.рублей.

Важнейшей работой в ходе утилизации АПЛ является обеспечение надводной непотопляемости, ядерной, радиационной и других видов безопасности. Всего на формирование блоков реакторных отсеков (12 АПЛ в 1999 г., 14 в 2000 г. и 17 в 2001 г.), ремонт материальной части, НИОКР и поставку технических средств было израсходовано в 1999 г. 187,43 млн рублей, в 2000 г. – 208 млн рублей, на 2001 г. запланировано 355,7 млн рублей. На обслуживание подлодок гражданскими экипажами, содержание реакторных блоков в пунктах временного хранения, переработку РАО, НИОКР, на ремонт и строительство объектов в 1999 г. израсходовано 153,16 млн рублей, в 2000 г. – 243,49 млн рублей, а на 2001 г. запланировано освоить 331,61 млн рублей. Из средств 2000 г. оплачено изготовление 48 металлобетонных контейнеров на "Ижорских заводах".

В 2001 г. планировалось утилизировать 21 АПЛ.

В настоящее время выгрузка ОЯТ из реакторов АПЛ осуществляется персоналом ВМФ с помощью плавучих технических баз проектов 2020, 326М, а также оборудования перегрузки ОК-300ПБ и ОК-300 ПБМ.

Плавучие технические базы (ПТБ) проекта 326М выслужили сроки службы до среднего ремонта (10 лет). Для проведения среднего ремонта в течение 2 лет требуется 170 млн.руб. Вывод из эксплуатации ПТБ на такой длительный срок в сложившейся ситуации недопустим, поэтому Минатом, по согласованию с ВМФ, организует проведение отдельных ремонтно-восстановительных работ на этих ПТБ в период между выгрузками ядерного топлива.

Вывоз ОЯТ на переработку осуществляется одним специальным эшелонам, в состав которого входят четыре вагона-контейнера, принадлежащих ПО «Маяк». При необходимости ПО «Маяк» арендует для транспортировки ОЯТ пятый вагон, принадлежащий НИИАР. За один рейс перевозится ОЯТ от одной АПЛ 2-ого поколения с двумя реакторами.

Увеличить темп вывоза ОЯТ можно за счет ввода в эксплуатацию второго эшелона, что позволит эксплуатировать эшелоны в более «щадящем» режиме и гарантировано вывозить 10 эшелонов с ОЯТ из регионов северо-запада и Дальнего Востока. В настоящее время за счет норвежской стороны завершено изготовление второго эшелона на Тверском вагоностроительном заводе, проводится сдача его в эксплуатацию. В связи с вводом второго эшелона потребуется дополнительное количество транспортных контейнеров. Сегодня в ВМФ эксплуатируется около 50 транспортных контейнеров ТК-18. Отправка на переработку ОЯТ осуществляется из трех перевалочных пунктов: объекта 09 (г.Северодвинск), РТП «Атомфлот» (г.Мурманск) и базы перевалки п.Дунай (Приморского Края). При наличии в местах перевалки штатных площадок временного хранения ОЯТ возникает необходимость изготовления еще 74 контейнеров для предварительной загрузки в них ОЯТ до прихода эшелона.

Увеличение темпов вывоза ОЯТ транспортных ЯЭУ будет ограничено возможностями производственных мощностей ПО «Маяк».

В настоящее время технологическая линия завода РТ-1 по переработке ОЯТ на ПО «Маяк» может перерабатывать в год до 10 т ОЯТ транспортных ЯЭУ, поэтому годовой вывоз ОЯТ ограничивается 12 эшелонами.

Для увеличения объема переработки ОЯТ до 15-20 т в год необходимо выполнить следующие мероприятия:

- провести модернизацию узлов резки и растворения, газоочистки, осаждения и прокалки;
- провести монтаж установки входного контроля;
- завершить строительство хранилища ОЯТ;
- изготовить 420 кассет-переходников;
- выполнить монтаж дополнительного узла фильтрации и дополнительной цепочки готовой продукции.

Общий объем финансирования для реализации указанных мероприятий составляет 340 млн.руб.

Источниками наибольшей опасности являются:

- АПЛ, выведенные из эксплуатации, с невыгруженным ОЯТ;

Исходя из реальных возможностей флотов, в перспективе на ближайшие годы техническое состояние АПЛ ухудшится. Существенно возрастет вероятность аварий, ведущих к затоплению АПЛ в пункте базирования. Существует значительный риск загрязнения окружающей среды при затоплении с одновременной потерей герметичности I контура. Согласно информационно-справочным материалам "Ядерная и радиационная безопасность России", подготовленным Минатомом к заседанию Правительства РФ приводятся данные согласно которым, на борту нескольких АПЛ первого поколения произошла утечка из первого контура теплоносителя. Такие утечки обнаружены по меньшей мере на 6 АПЛ, находящихся в базе ВМФ в п.Гремихе (Северный флот). Там базируются АПЛ класса "Ноябрь" и "Виктор". В п.Гремихе в отстое находятся 17 АПЛ, и Минатом считает необходимым построить там комплекс по их утилизации, опасаясь, что буксировка АПЛ на другой завод создаст высокий риск затопления. Кроме этого, в п.Гремихе сложилась аварийная ситуация на береговой технической базе в хранилище ОЯТ «некондиционных» тепловыделяющих сборок (104 шт.), беспорядочно хранящихся там с 70-х годов XX века.

- Суда атомного технического обеспечения, выведенные из эксплуатации;

Анализ состояния судов АТО показывает, что наиболее опасными являются плавучие технические базы (ПМ-32 и ПМ-80) Тихоокеанского флота. На этих судах хранятся 235 дефектных ОТВС, 176 м<sup>3</sup> ЖРО и воды в баках хранилищ общей активностью 1340 Ки. Оба судна характеризуются низкой живучестью. При затоплении судов в пункте базирования вследствие негерметичности баков хранилищ ОТВС будет иметь место выход радиоактивных веществ в окружающую среду.

- Комплексы хранения ОЯТ;

На береговых и плавучих технических базах Северного и Тихоокеанского флотов сосредоточено, соответственно, 121 и 31 отработавших АЗ реакторов, что составляет около 60 т топливной композиции. Некоторые хранилища СФ находятся в аварийном состоянии и требуют скорейшей разгрузки, выполнения работ по их ликвидации и реабилитации территорий. Хранилище ОТВС на ТОФ более 30 лет не проходило техническое освидетельствование. Всего с учетом ОЯТ, хранящегося на плавучих базах и в реакторах АПЛ, выведенных из состава ВМФ, накоплено 372 активные зоны или 150.5 т. Переработка такого количества топлива, требующая почти полной загрузки производственных мощностей ПО "Маяк", является необходимым условием выполнения программы утилизации АПЛ и реабилитации территорий.

- Аварийные АПЛ имеющие ОЯТ на борту;

Из числа подлежащих утилизации 180 АПЛ, три находятся в аварийном состоянии (заводской № 541 проекта 675, № 175 проекта 675 и № 610 проекта 671). Все они хранятся на плаву с невыгруженным ядерным топливом уже 15-20 лет. Их безопасность обеспечивает ВМФ России, но с каждым годом добиваться этого все сложнее. В лучшем состоянии находится АПЛ № 541. Из нее возможна выгрузка реакторных зон в объеме, обеспечивающем ядерную безопасность. Такие работы уже ведутся. Их намечено завершить в 2001 г.

С АПЛ № 610 необходимо обращаться крайне аккуратно, поскольку выгрузка активных зон невозможна. Самая тяжелая авария произошла на АПЛ № 175 в 1985 г. - из носового реактора была выброшена новая активная зона. На этой лодке к тому же негерметичен корпус в районе реакторного отсека.



## Сравнительная потенциальная опасность предприятий ЯТЦ

На 01.01.2000 г. загрязненные радионуклидами территории имелись на 22 предприятиях Минатома, которые находятся в 16 субъектах российской Федерации. Общая загрязненность территорий составляет 480 км<sup>2</sup>, в том числе земли – 376 км<sup>2</sup>, водоемы – 104 км<sup>2</sup>. Из них промплощадки – 63 км<sup>2</sup>, в санитарно-защитных зонах – 220 км<sup>2</sup>, в зонах наблюдения – 197 км<sup>2</sup>. Территории с уровнем загрязнения, соответствующие мощности доз более 2 мкЗв/час занимают около 6 км<sup>2</sup>. наибольшее количество загрязненных территорий имеют пять предприятий, в том числе: «Сибирский химический комбинат» - 10.4 км<sup>2</sup>, Приаргунское производственное горно-химическое объединение – 8.5 км<sup>2</sup>, Горно-химический комбинат – 4.7 км<sup>2</sup>, Чепецкий механический завод – 1.35 км<sup>2</sup>, Гидро-металлургический завод – 1.34 км<sup>2</sup>.

В 1999 г. предприятиями ЯТЦ в атмосферу было выброшено 92 тыс. тонн вредных химических веществ (ВХВ), в том числе: первого класса опасности 0.0001 %, второго – 21.1 %, третьего – 44.7 %. Превышение предельно допустимых нормативов имело место на 25 предприятиях по 47 наименованиям загрязняющих веществ. Сверхнормативные выбросы составили около 600 т. Наибольшую долю в них составляют вещества третьего класса опасности. Практически без улавливания выбрасываются в атмосферу сернистый ангидрит, оксид углерода, углеводороды.

В 1999 г. 46 предприятий Минатома сбросили в поверхностные водоемы 298 млн.м<sup>3</sup> загрязненных ВХВ сточных вод, в том числе в бассейны Азовского и Черного морей – 9.5 (3 предприятия), Арктических морей – 124.8 (20 предприятий), Балтийского моря – 91.4 (5 предприятий), Каспийского моря – 59.0 (16 предприятий), Тихого океана – 13.1 (2 предприятия).

Основными веществами, отводимыми со сточными водами с превышением ПДК и ПДС являются: нефтепродукты, азот аммонийный, фтор, тяжелые и цветные металлы, (отходы гальванического производства). В 1999 г. нормативы ПДК на ряде предприятий превышены в 50-100 раз (ГХК, НЗХК, КЧХК, машиностроительный завод, Электромеханический завод «Авангард»).

На предприятиях Минатома по состоянию на 1 января 2000 г. было 20 млн. тонн токсичных отходов, в том числе: первого класса опасности – 218 т, из которых ртутьсодержащих – 184 т, второго класса опасности – 94 тыс. тонн, четвертого класса опасности – 19.8 млн. тонн.

Тяжелейшая радиозокологическая ситуация в России, сложившаяся в зоне воздействия ЯТЦ, связана, прежде всего, с используемой на предприятиях жидкостных технологий в уран-плутониевом цикле и в экстрагировании трансураниевых элементов, представляющих постоянный источник радиоактивных и других отходов, порождая вечную проблему водоемов-накопителей, емкостей-хранилищ. Переход на принципиально иные виды технологий не планируется. Следовательно, будет продолжаться интенсивное загрязнение окружающей среды.

**Суммарное количество РАО, находящихся на предприятиях Минатома на 01.01.2000 г. с учетом предшествующей деятельности, составили –  $8.2 \cdot 10^{19}$  Бк (2.2 млрд.Ки), из них ЖРАО –**

**$7.1 \cdot 10^{19}$  Бк, в том числе высокоактивных –  $4.0 \cdot 10^{19}$ ; твердых –  $1.1 \cdot 10^{19}$  Бк. Основное количество РАО сосредоточено на трех предприятиях ЯТЦ России: ПО «Маяк», СХК и ГХК.**

Большое количество накопленных некондиционированных радиоактивных отходов, недостаточность технических средств для обеспечения безопасного обращения с ними, отсутствие надежных хранилищ для их длительного хранения (захоронения) повышают риск возникновения радиационных аварий и создают реальную угрозу радиоактивного загрязнения окружающей природной среды.

Экологические проблемы при захоронении и переработке РАО обусловлены, в первую очередь, наличием высокой степени потенциальной опасности нанесения ущерба окружающей природной среде в связи с возможностью радиационного заражения гидросферы, атмосферы, почв и причинения вреда биологическим ресурсам в процессе производства этих работ.

Эта опасность связана с возможным выходом радиоактивных веществ, которые в аварийной ситуации или, к примеру, при неисправности упаковочного контейнера могут попасть в окружающую среду и создать уровни загрязнения и концентрации радионуклидов в воде, на почве или в окружающем воздухе сверх допустимых значений.

Кроме этого, потенциальная опасность предприятий атомной энергетики обусловлена еще и тем, что в 30-километровых зонах АЭС и в непосредственной близости к объектами ЯТЦ расположено 1300 населенных пунктов, в которых проживает около 4 млн. человек.

Сравнение потенциальной опасности предприятий ЯТЦ можно провести на основе параметров, приведенных в приложении 1, сравнение же риска здоровья людей от эксплуатации ядерных установок и радиационных источников приведено в таблице 11.

Таблица 11

Этап ЯТЦ	Онкологические заболевания		Генетические эффекты
	с летальным исходом	без летального исхода	
Добыча урана	$1.4 \cdot 10^{-2}$	$3.4 \cdot 10^{-2}$	$2.8 \cdot 10^{-3}$
Производство концентратов	$8.6 \cdot 10^{-3}$	$2.1 \cdot 10^{-4}$	$1.7 \cdot 10^{-5}$
Отвалы в процессе эксплуатации	$8.1 \cdot 10^{-4}$	$1.9 \cdot 10^{-3}$	$1.6 \cdot 10^{-4}$
Отвалы после эксплуатации	$8.1 \cdot 10^{-1}$	1.9	$1.6 \cdot 10^{-1}$
Конверсия	$1.6 \cdot 10^{-6}$	$3.5 \cdot 10^{-6}$	$2.9 \cdot 10^{-7}$
Изотопное обогащение	$1.2 \cdot 10^{-6}$	$2.9 \cdot 10^{-6}$	$2.4 \cdot 10^{-7}$
Изготовление ТВС	$2.9 \cdot 10^{-7}$	$6.8 \cdot 10^{-7}$	$5.7 \cdot 10^{-8}$
Переработка топлива	$1.6 \cdot 10^{-1}$	$4 \cdot 10^{-1}$	$3.3 \cdot 10^{-2}$
Окончательное захоронение отходов	Количественно	не определено	
Транспорт	$6.5 \cdot 10^{-5}$	$1.6 \cdot 10^{-4}$	$1.3 \cdot 10^{-5}$
Итого	1	2.3	0.19

Источник: В.Кревитт, Р.Фридрих «Сравнение риска от различных источников электроэнергии», «Атомная техника за рубежом», 1998 г, № 5, с.15-21

Поясним причину выбора этих параметров и прокомментируем их различие для выбранных элементов ЯТЦ.

**Число объектов в России.** Этот показатель определяет степень потенциальной опасности для страны от предприятий данного вида. При малом числе (единицы) опасности подвергаются отдельные регионы, и поэтому важным является их географическое расположение, при большом (десятки) - влияние распространяется на многие регионы страны.

**Количество радионуклидов, находящихся на объектах.** Данный показатель характеризует потенциальную опасность конкретного предприятия ЯТЦ. Из приложения 1 видно, что этот диапазон составляет несколько порядков. Реальную опасность представляют максимально возможные выбросы радиоактивности при тяжелых авариях. А также их качественный состав.

**Возможность развития самоподдерживающейся цепной ядерной реакции (СЦЯР).** Предотвращение такой реакции было и остается предметом первоначальных забот обеспечения безопасности предприятия ЯТЦ. В большинстве из рассмотренных элементов ЯТЦ возникновение неуправляемой цепной ядерной реакции потенциально возможно.

С 1953 по 2000 год произошло 13 ядерных аварий на различных предприятиях Минатома. Одиннадцать из них произошли до 1979 года. В 1997 г. произошла одна авария: на НЗХК без переоблучения персонала и выброса радиоактивности в окружающую среду.

Наибольшее количество аварий - 10 произошло на установках химико-металлургических заводов, производящих и перерабатывающих металлические изделия и отходы из плутония и высокообогащенного урана. Подавляющее число аварий - 12 произошло при обращении с растворами, пульпами ядерных материалов. Главными причинами являлись использование ядерно-опасного оборудования, ошибки, нарушения персонала, недостатки в учете и контроле ядерных материалов при их передачах и подготовке к загрузке в аппараты.

К настоящему времени накоплен достаточный опыт для того, для того чтобы сформулировать принципы, требования и нормы ядерной безопасности, позволяющие избежать образования критических систем при обращении с делящимися материалами в условиях промышленного производства.

К провоцирующим моментам можно отнести использование разных единиц измерения массы, содержания или концентрации делящихся материалов в пределах одной установки.

Провоцирующим моментом является также ошибочное отнесение оборудования к безопасному.

Авария в г.Томске-7 в 1993 г. году и авария в 1997 г. в г.Новосибирске произошли на оборудовании, которое называлось безопасным, но не являлось таковым на самом деле, хотя в аварию в г.Новосибирске внесли свою лепту и деформация аппаратов и плохие, с точки зрения ядерной безопасности, технологические решения.

К провоцирующим моментам можно отнести и выполнение технологической операции на одном рабочем месте одновременно несколькими операторами.

Аварии подтверждают, во-первых, очевидное положение о том, что ядерная безопасность, учет и контроль ядерных материалов — два важнейших, взаимодополняющих вида деятельности,

направленных на предотвращение аварий на ядерных установках, т.е. необходимость интегрированного равнозначного подхода к обеспечению безопасности.

Анализ имевших место аварий позволяет провести классификацию делящихся материалов по их опасности: наибольшую опасность представляют обогащенный уран и плутоний, а по агрегатному состоянию — их водные растворы или водородсодержащие смеси (из 13 аварий 12 произошло в водородсодержащих системах).

Осциллирующий характер СЦР в растворах приводит еще к одному важному моменту — необходимости внешнего вмешательства для прекращения СЦР и для перевода системы в подкритическое состояние.

Персонал, находящийся в зоне аварии, испытывает стрессовое состояние и, как показывают результаты аварий, может выполнять действия, неадекватные ситуации. Поэтому единственной реакцией на сигнал аварийной системы должна быть немедленная эвакуация из ядерно-опасной зоны.

**Напряженность технологических параметров.** Потенциальная опасность от наличия радиоактивных продуктов на объекте существенно зависит от напряженности параметров нормального технологического процесса и сопутствующих им физико-химических явлений. К таким параметрам, прежде всего, относятся давление (Р) и температура (Т), при которых работают барьеры, удерживающие радиоактивные материалы в заданных границах. Оборудование, работающее под давлением, само по себе требует специального внимания и нормирования, а в сочетании с радиоактивными веществами - особенно.

Технологические процессы, проходящие на грани неуправляемого выделения энергии и повышения давления в виде взрывов, создают дополнительный источник опасности и требуют, с одной стороны, достаточного изучения этих пограничных процессов и условий попадания в эту область, с другой, мер по предотвращению реализации самих явлений и минимизации их последствий. В таблице этот фактор отмечен символом – В (взрыв).

Следующим показателем является пожаровзрывоопасность. Рассматривая этот фактор, как и предыдущие, имеем в виду не вообще возможность пожаров на данном объекте, а те пожары, которые могут привести к разрушению барьеров на пути распространения радиоактивных веществ. В приложении 1 этот фактор отмечен символом - П.

**Уязвимость к внешним воздействиям.** К внешним воздействиям, способным привести к разрушению барьеров на пути выхода радиоактивных веществ, будем относить сейсмическую активность и особенности геологической площадки (С и Г), метеорологические условия (М), включающие ураган, обильные осадки и т.п., и вызванные человеческой деятельностью воздействия (ДЧ), в том числе падение самолета, взрывы на соседних предприятиях, диверсии и т.п. Как показывают события произошедшие 11 сентября 2001 г. в США, этот фактор является наиболее значимым для обеспечения безопасности предприятий ЯТЦ.

**Уязвимость к ошибкам персонала.** Ограничимся только качественной экспертной оценкой этого сложного показателя, введя категории «слабая», «средняя», «сильная», опять же имея в виду ошибки в действиях персонала, способные привести к авариям с тяжелыми последствиями. Необходимо отметить, что на предприятиях ЯТЦ отсутствуют полномасштабные тренажеры, на которых персонал мог бы проходить подготовку и переподготовку.

**Возможная площадь загрязнения при авариях.** Этот показатель характеризует масштабы возможных последствий аварий для окружающей среды и определяет необходимость реализации планов по защите населения.

Для иллюстрации опасностей, которые могут возникнуть при нарушениях работы оборудования, ошибках персонала и внешних воздействиях, рассмотрим основные процессы, способные привести к выбросу радионуклидов за контролируемые границы.

**Для горно-химического комбината** – ветровой износ пыли на отвалах «пустой» породы; попадание неочищенных шахтных вод, содержащих  $Ra^{226}$ , в грунтовые и поверхностные воды.

В г. Лермонтов (Ставропольский край), где с 1954г. по 1991 г. производилась добыча и переработка урановых руд, отходы производства сбрасывались в хвостохранилище, площадь которого в настоящее время составляет 81,2 га. На нем складировано 12,3 млн. м<sup>3</sup> отходов уранового производства суммарной активностью 45,6 тыс. Ки.

Минатомом разработан и утвердил проект рекультивации хвостохранилища, который будет реализован в течение 8 лет. Необходимо отметить, что выделение радона и образование дочерних продуктов его распада являются глобальными природными явлениями, происходящими, в особенности, в горных и ураноносных районах. Поэтому повышенный природный радоновый фон имеет место не только в г.Лермонтове, но и во всем регионе Кавказских Минеральных Вод.

Предприятия ЯТЦ России имеют 184,42 га загрязненных территорий. Загрязнения связаны главным образом с хвостохранилищами, которые сооружались на начальном этапе деятельности предприятий без устройства противофильтрационных защитных мер. Негативное влияние хвостохранилищ на окружающую среду сохраняется и в настоящее время из-за продолжения их эксплуатации на МСЗ, ЧМЗ и НЗХК. За последние годы обострилась обстановка на НЗХК, связанная с эксплуатацией хвостохранилища, дамба которого не отвечает гидротехническим и строительным требованиям. На МЗП требуется реабилитация склона берега Москвы-реки из-за его оползневого характера. В п.Балей Читинской области имеются загрязнения жилого фонда и зданий соцкультбыта.

Россия занимает 7-е место в мире по разведанным запасам урана в недрах (около 180 тыс. т). Первые места занимают: Австралия (более 894 тыс. т), Казахстан (681 тыс. т) и Канада (507 тыс. т).

По состоянию на 01.01.1999 г. государственным балансом запасов урана России учтены запасы 16 месторождений, из которых 15 сосредоточены в одном районе — Стрельцовском в Забайкалье (Читинская обл.) и пригодны под горный способ добычи. Одно месторождение, расположенное в Зауралье (Курганская обл.), пригодно для добычи способом скважинного подземного выщелачивания.

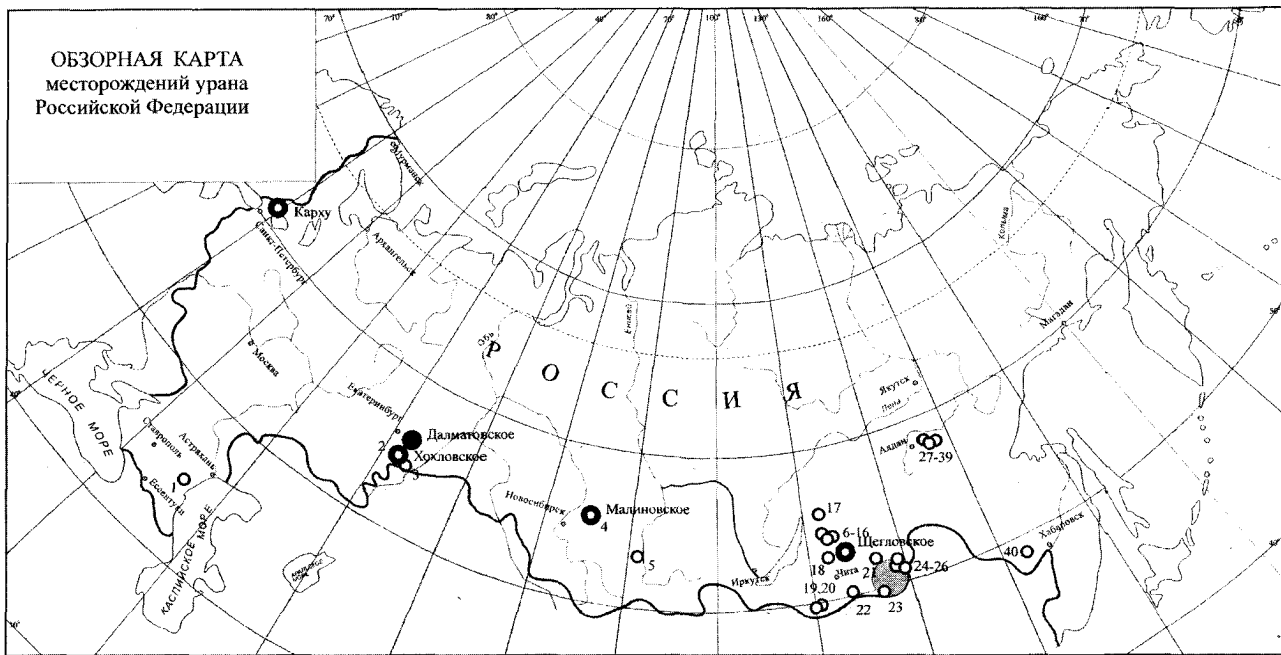
Запасы месторождений Стрельцовского района рассматриваются как рентабельные при цене на уран 80 долл/кг. В их числе выделены «активные» запасы, рентабельные при цене 40 долл/кг, составляющие около 42 %. Формально, при современном уровне добычи, эти запасы создают 20-летнюю обеспеченность сырьем действующего уранодобывающего предприятия (АООТ «Приаргунское производственное горно-химическое объединение»). Однако числящиеся запасы подсчитаны по кондициям, не переутверждавшимся с 60-х годов. Реальное состояние обеспеченности запасами уранового сырья в районе и стране значительно хуже.

Месторождения Стрельцовского района эксплуатируются уже более 30 лет, и их сырьевая база существенно истощена. На сегодняшний день это единственный объект в мире, эксплуатация которого продолжается с 1968 г. Одно из лучших месторождений (Тулукуевское) с запасами богатых руд для открытой добычи практически отработано. В значительной части погашены запасы других наиболее богатых месторождений (Стрельцовское, Октябрьское, Антей). Запасы в недрах, числящиеся в настоящее время как «активные», примерно равны погашенным. Однако среднее содержание в погашенных запасах — 0,377 %, в то время как в утвержденных на начало эксплуатации — 0,250 %. В последние годы тенденция к погашению лучших запасов месторождений резко усилилась. Так, в 1998 г. погашались запасы со средним содержанием 0,419 %. Остающиеся в недрах запасы с таким содержанием составляют всего 54 % от числящихся по балансу в качестве «активных», и фактическая обеспеченность сырьем АООТ «ППГХО» не превышает 15 лет. Эта обеспеченность может оказаться еще ниже, если произвести пересчет остающихся запасов по уточненным на современном уровне кондициям (пересчет запасов не производился с момента их первого утверждения в ГКЗ).

Следует отметить, что несмотря на выборочное погашение запасов наиболее богатых руд на месторождениях Стрельцовского района, рентабельность получения здесь 1 кг урана при установленной в 1999 г. внутренней закупочной цене (570 руб/кг) остается весьма невысокой.

На единственном учтенном государственном балансом месторождении урана, пригодном для отработки способом подземного выщелачивания (Зауралье, Далматовское месторождение), в 1999 г. введена в эксплуатацию опытно-промышленная установка ПВ с планируемой производительностью на 1999 г. 50 т урана. Максимальная годовая производительность АООТ «ППГХО» — 2,5 тыс. т урана.

Государственным балансом учтены также запасы 38 урановых месторождений, относимые к забалансовым. Среди последних выделяются запасы Эльконского и Ергенинского урановорудных районов, рассматриваемые как резервные. Так, в Эльконском районе в Республике Саха-Якутия запасы урана (более 200 тыс. т) количественно превосходят все балансовые запасы в стране, но из-за рядового качества руд они могут стать рентабельными только при цене на уран, превосходящей 80 долл/кг.



### Схема размещения урановых месторождений

Балансовые месторождения. *Стрельцовский урановорудный район*: Стрельцовское, Лучистое, Широндукуевское, Тулукуевское, Октябрьское, Дальнее, Новогоднее, Юбилейное, Пятилетнее, Весеннее, Антей, Аргунское, Мартовское, Малотулукуевское, Жерловое. *Зауральский урановорудный район*: Далматовское. Забалансовые месторождения. *Ергенинский урановорудный район*: 1 — Степное. *Зауральский урановорудный район*: 3 — Добровольное. *Республика Хакассия*: 5 — Приморское. *Республика Бурятия, Витимский урановорудный район*: 6 — Хиагдинское; 7 — Радионовское; 8 — Витлауское; 9 — Количикан; 10 — Джилиндинское; 11 — Тетрахское; 12 — Вершинное; 13 — Неточное; 14 — Кореткондинское; 15 — Намару; 16 — Дыбрын; за пределами Витимского района: 17 — Имское; 18 — Буяновское. *Читинская область*: 19 — Горное; 20 — Березовое; 21 — Оловское; 22 — Дурул-гуевское; *Стрельцовский урановорудный район*: 23 — Цаган-Торон; 24 — Юго-Западное; 25 — Широндукуевское; 26 — Безречное. *Республика Саха-Якутия, Эльконский урановорудный район*: 27 — Южное; 28 — Северное; 29 — Центральная зона; 30 — Весенняя зона; 31 — Агдинская зона; 32 — Пологая зона; 33 — Невская зона; 34 — Сохсолоохская зона; 35 — Интересная зона; 36 — Володина зона; 37 — Зона 517; 38 — Зона 511-565; 39 — Зона 510. *Хабаровский край*: 40 — Ласточка.

Месторождения, оценка которых не завершена. *Зауральский урановорудный район*: 2—Хохловское. *Западно-Сибирский урановорудный район*: 4 — Малиновское. Источник: С. С. Наумов, «Положение России на мировом рынке урана: реалии и перспективы», Горный журнал, № 12, 1999

**Для обогатительного завода** - выброс гексафторида урана и радиоактивной и ядовитой пыли при получении диоксида урана.

**Для транспортировки ядерного топлива:**

Водозаполненные контейнеры – развитие неконтролируемой СЦЯР при нарушении геометрии расположения ТВС в контейнере, разгерметизация контейнера в результате взрыва радиолитического водорода, замерзание или утечка в нем теплоносителя – воды, повышение нейтронного поля вне контейнера при утечке воды, выдавливание загрязненной радионуклидами воды через поврежденные уплотнения, выброс радиоактивных аэрозолей через поврежденные уплотнения;

Сухие контейнеры – выброс радиоактивных аэрозолей через поврежденные уплотнения, повышение нейтронного поля вне контейнера при повреждении нейтронной защиты, развитие СЦЯР при нарушении геометрии расположения ТВС в контейнере, его перегрев, разгерметизация в результате механических повреждений при транспортных авариях.

**Для радиохимического завода:**

Отделение резки – возгорание пирофорных опилок при обрезке хвостовиков ТВС, выделение окклюдированных и адсорбированных радиоактивных благородных газов и летучих соединений радионуклидов; отделение растворения – взрыв водорода, образующегося при растворении металла (если перерабатываются металлические твэлы), отгонка трития, радиоактивных газов и летучих соединений радионуклидов, «зацикливание» трития вследствие процессов изотопного обмена, протечки высокоактивной жидкости вследствие коррозии оборудования;

Хранилища отработанного ядерного топлива – взрыв радиолитического водорода при нарушении системы вентиляции, развитие СЦЯР при нарушении геометрии расположения отработанных ТВС, коррозионное или механическое повреждение оболочек твэлов и выход радиоактивности в воду хранилища, разлив радиоактивной воды из бассейна при повреждении системы водообмена;

Узел экстракции – развитие СЦЯР. Пожар в результате вспышки паров экстрагента и разбавителя, взрыв радиолитического водорода, протечки радиоактивной жидкости вследствие коррозионного повреждения оборудования, взрыв в результате автокаталитической реакции с газовыделением в жидкой фазе;

Отделение упаривания – протечки высокоактивной жидкости при коррозионном повреждении оборудования, выброс радиоактивных паров и аэрозолей при нарушении системы газоочистки.

Отделение получения товарного продукта:



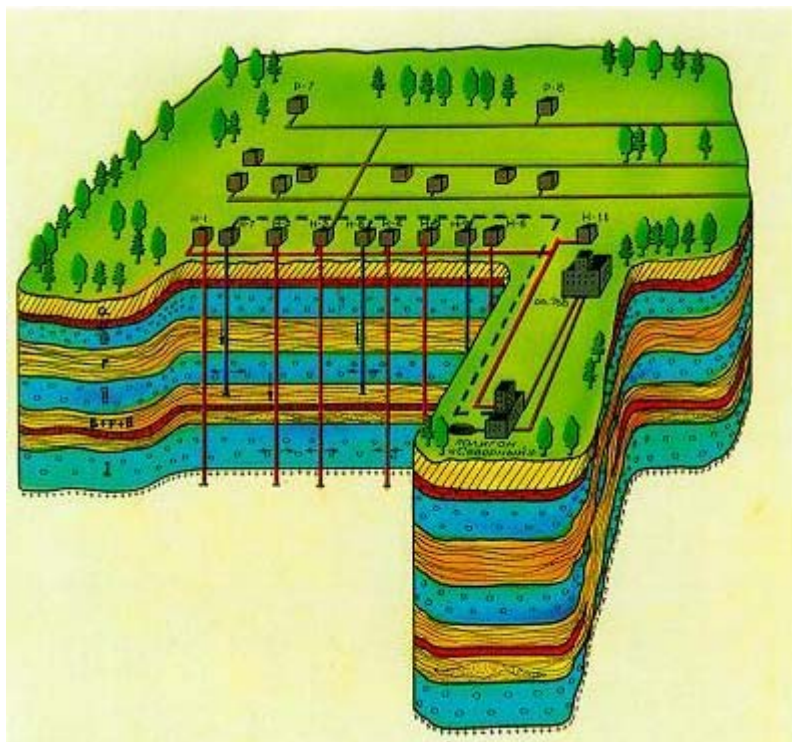
Урановая ветвь – пожар в результате вспышки паров экстрагента и разбавителя, взрыв твердых нитратов в результате автокаталитической реакции с газовыделением в твердой фазе, протечки в результате коррозионного повреждения оборудования;

Плутониевая ветвь – узел экстракции, отделение упаривания, взрыв при термическом разложении гидразина, пыль диоксида плутония при денитрации, развитие СЦЯР;

Получение нептуния – см. узел экстракции;

Отделение хранения и переработки радиоактивных растворов и пульп – развитие локальной СЦЯР, рост давления газа в результате нагрева радиоактивного раствора теплом ядерного распада и выделение радиолитических газов, технологические причины, прорыв сжатого газа в аппараты, предназначенные для работы «под налив», «обратная» диффузия радиоактивной паро-воздушной смеси из свободных аппаратов хранилищ, взрыв газообразных продуктов радиолитического распада жидких радиоактивных отходов и паров компонентов отходов, автокаталитическая химическая реакция с газовыделением в жидкой фазе, взрыв твердого остатка после выпаривания отхода, протечки высокоактивной жидкости вследствие коррозионного повреждения оборудования;

Отделения отверждения (остеклования) жидких отходов – протечки в результате прогорания свода печи, на стадии кальцинации или при разливе плава, выброс аэрозолей и летучих соединений радионуклидов при нарушении системы газоочистки, взрыв в результате автокаталитической реакции с газовыделением в жидкой фазе, взрыв твердых нитратов;



**Рис. 3. Разрез полигона «Северный» по захоронению ЖРАО в пласты-коллекторы на ГХК**

Полигоны подземного захоронения жидких отходов – протечки в результате коррозионного или механического повреждения «больших» трубопроводов для передачи радиоактивных растворов с завода на полигоны, развитие СЦЯР, аварии на нагнетательных скважинах и в пласте: разрыв труб в результате коррозии или механического повреждения и выброс жидкости из скважины, газообразование и повышение давления в пласте и скважине в результате жизнедеятельности анаэробных бактерий и выброс (фонтан), выброс жидкости из скважины в результате радиационно-химического газовыделения в пласте, перегрев пласта вследствие чрезмерной радиационной нагрузки, непредвиденное гидрогеологами движение радиоактивной жидкости в пласте по разломам и вынос в горизонты, соединяющиеся с поверхностью.

Согласно опубликованным данным сотрудников Лос-Аламосской национальной лаборатории (Лос-Аламос, Нью-Мексико, США) Ч.Д. Боумэна и Ф. Веннери **«Подземная сверхкритичность плутония и других делящихся материалов»**, доказывається, что некоторые широко одобренные решения проблемы долгосрочного распоряжения плутонием из оружия и другими отходами делящихся ядерных материалов включают в себя помещение порций материала под землей при подкритических концентрациях. В данной работе отмечается, что при этих концентрациях подкритический делящийся материал, находясь под землей, может достигнуть критичности, которая окажется самовозрастающей (автокаталитической). Такая критичность могла бы наступить при распространении материала в окружающую среду в результате естественных процессов и внешней деятельности, а также при переносе делящегося материала в другие места, где он может сформировать иные автокаталитические критические конфигурации. Под землей, где материал находится в ограниченном пространстве и вокруг него нет среды, замедляющей нейтроны, результатами подобных отклонений к сверхкритичности могли бы стать энерговыделения от умеренных величин до нескольких сот ГДж (десятки и сотни тонн тротилового эквивалента) в одном событии. В отсутствие воды потребуется 50-100 кг делящегося материала, чтобы достигнуть автокаталитической критичности. При наличии воды автокаталитическая критичность может наступить при небольших массах порядка 2 кг. В той или иной степени все категории отходов с делящимися актинидами, как представляется, поддаются таким отклонениям критичности. В их число входят остеклованные плутоний из оружия, отработанное топливо от исследовательских реакторов и военных программ Министерства энергетики, а также отработанное топливо коммерческих реакторов, включая МОХ-топливо.

Для справки: по данным иностранной печати процессы, о которых идет речь в этой работе были зафиксированы на полигонах подземного захоронения РАО в г.Томске-7 и НИИАРе. Кроме этого, в подтверждение вышеуказанной информации является тот факт, что

температура некоторых нагнетательных скважин на СХК, используемых для закачки ЖРАО с начала 60-х годов прошлого века, достигает значения в  $165\text{ C}^0$ . По состоянию на 14.03.2000 г. со стороны СХК отсутствовало достаточно обоснованное заключение по ядерной и радиационной безопасности, учитывающее наличие возможных неоднородностей в распределении ядерно-опасных делящихся нуклидов в пластах – коллекторах. Т.е. не обоснована возможность образования критических значений параметров (массы, концентрации и т.д.) указанных радионуклидов в результате физико-химических процессов, происходящих при взаимодействии закачиваемых растворов с породообразующими веществами пластов – коллекторов.

В результате возможного возникновения СЦР при дальнейших закачках ЖРАО, проводимых СХК, может произойти залповый выброс радиоактивных веществ в водоносные горизонты, что может в дальнейшем изменить гео- и гидрообстановку, а также оказать воздействие на безопасную эксплуатацию ядерных реакторов АДЭ-4,5. Кроме этого, подобное явление может возникнуть и при возможном землетрясении.

Несмотря на то, что сама площадка расположения СХК относится к асейсмичному району, следует иметь в виду, что землетрясения силой 3-4 балла в г.Томске фиксировались. Так, в июне 1990 г. ощущались отдельные толчки после землетрясения в районе оз.Зайсан (Казахстан). Землетрясение силой 3.5 балла с эпицентром в 180 км на восток от г.Томска зафиксировано в 1979 г. Сейсмические подвижки интенсивностью 6-7 баллов фиксировались в районе г.Новокузнецка в начале XX века (см.«Состояние окружающей среды и здоровья населения в зоне влияния СХК» г.Томск-94» под. редак. А.М.Адама.)

Бассейны и открытые водоемы, содержащие среднеактивные отходы – протечки «больших» трубопроводов для передачи радиоактивных растворов с завода к водоему или бассейну, ветровой разнос радиоактивных аэрозолей с водной поверхности, ветровой разнос пыли, образующейся при оголении и разогреве донных осадков, разнос активности водоплавающими птицами и насекомыми, проникновение радионуклидов в водоносные горизонты.

**Наличие физических барьеров безопасности.** На обогатительных заводах реально существует один барьер – границы герметичного оборудования. На заводах по изготовлению ядерного топлива реально физические барьеры отсутствуют. При транспортировке как свежее, так и отработанное ядерное топливо имеет только два собственных физических барьера: матрицу делящегося материала и оболочку твэлов и герметичный контейнер, т.е. реально наличие двух независимых физических барьеров безопасности не обеспечивается. На радиохимическом заводе требование герметичности при переработке ОЯТ с высокой активностью привело к наличию не менее трех реальных физических барьеров. Полигоны

захоронения высокоактивных отходов – подземные сооружения, содержащие герметичные емкости, реально имеют не менее одного барьера.

### **Ядерная и радиационная безопасность предприятий ЯТЦ.**

В настоящее время ядерная и радиационная безопасность регламентируется в соответствии с нормативными документами Минатома России, которые формируют, в основном, требования к предотвращению СЦЯР. Радиационная безопасность регламентирована в основном для нормальной эксплуатации предприятий ЯТЦ и оптимальных проектных решений с точки зрения экономических показателей.

Требования и параметры безопасности для отдельных видов производств регламентированы отраслевыми стандартами, правилами и технологическими инструкциями. Порядок организации работ по обеспечению безопасности определен соответствующими отраслевыми положениями. Главный недостаток этой системы состоит в отсутствии требований к параметрам и коэффициентам запаса для взрывопожароопасных процессов, производств, установок. В настоящее время эту функцию частично выполняют технологические инструкции и заключения (рекомендации) отраслевых институтов.

Слабо применяется «принцип единичного отказа», не используется принцип «внутренней самозащищенности», согласно которому потенциально опасные установки должны обладать определенными физико-химическими свойствами, исключающими возможность возникновения тяжелых аварий. Не прослеживается четкое выполнение требования обеспечения единого государственного подхода к учету ядерных материалов.

## Состояние здоровья персонала предприятий ЯТЦ

Опасность исходит не только от возможного загрязнения окружающей среды и связанных с этим потенциальных последствий, она имеется и для эксплуатационного персонала на предприятиях Минатома, а также и для населения, проживающего в непосредственной близости от этих предприятий. На 1 января 2000 г. общая численность контингента Минатома составляла 1.634 млн. человек. В Постановлении Правительства РФ от 22 февраля 1997 г. N 191 отмечено ухудшение отдельных показателей здоровья как лиц, непосредственно занятых в особо опасных производствах Минатома России, так и населения прилегающих местностей. Так, в структуре профессиональной заболеваемости работников системы Минатома 58 % занимают болезни, вызванные воздействием радиоактивных веществ. За последние 5 лет рост заболеваемости злокачественными новообразованиями среди работников, занятых на отдельных предприятиях Минатома России, составил 28 % от общего числа лиц, обслуживаемых Федеральным Управлением медико-биологических и экстремальных проблем при Министерстве здравоохранения Российской Федерации. При этом резко увеличилось число больных, впервые выявленных в запущенной стадии, снизился процент выявления этих заболеваний на медосмотрах. На предприятиях ядерного топливного цикла Минатома России зарегистрировано около 2 тыс. лиц - носителей плутония с превышением его содержания в организме и доказана прямая связь между плутонием и заболеваемостью раком легких.

Первичная заболеваемость психическими расстройствами среди работающих на ряде предприятий Минатома России за последние 3 года возросла почти на 50 %. Это - серьезная предпосылка к росту риска возникновения аварийной ситуации на особо опасных предприятиях по вине работников этих предприятий. Снижается продолжительность профессиональной деятельности высококвалифицированного персонала особо опасных производств. Среди работников имеются лица, получившие сверхнормативные дозы ионизирующего облучения и воздействия вредных химических веществ, а также страдающие профессиональными заболеваниями. У 80 % работников особо опасных производств отмечается развитие вторичных иммунодефицитов, осложняющих течение профессиональных заболеваний. Неблагоприятны и общие показатели здоровья населения, проживающего в районах размещения особо опасных предприятий. Общая смертность населения закрытых административно-территориальных образований (ЗАТО), на территории которых расположены предприятия Минатома России, за последние годы возросла в полтора раза, а в 1994 году характеризовался отрицательным естественным приростом населения. Распространенность врожденных аномалий среди детей в возрасте до 14 лет, проживающих в ЗАТО, вдвое превышает показатель по России.

Таблица 12

Предприятие ЯТЦ	Количество несчастных случаев	Число пострадавших при несчастных случаях	Из них			Коэффициент частоты			Число человеко- дней нетрудоспособности	Коэффициент тяжести		
			групповых	тяжелых	со смертельным исходом	1997	1998	1998/1997		1997	1998	1998/1997
ПО «Маяк»	21	24	1			1.36	1.70	1.25	574	29.6	23.9	0.81
СХК	12	12				1.01	0.78	0.77	239	35.4	19.9	0.56
ГХК	9	9			2	1.80	0.97	0.54	395	40.2	43.9	1.09
АЭХК	12	12				0.50	0.71	1.42	578	53.3	48.2	0.90
УЭХК	5	5				1.05	0.77	0.73	76	47.1	15.2	0.32
ЭХЗ	5	5			1	0.74	0.52	0.70	155	31.4	31.0	0.99
КЧТЦ	19	19			1	1.04	1.30	1.25	805	17.1	42.4	2.48
ЯТЦ: 1998	83	86	1		4		1.00	0.92	2822		32.8	0.95
1997	95	95			4	1.09			3298	34.7		

Примечание: источник журнал ПО «Маяк» «Вопросы радиационной безопасности», 1999 г., № 2

По «Маяк» - производственное объединение «Маяк»; СХК – Сибирский химический комбинат; ГХК – Горно-химический комбинат; ЭХЗ – производственное объединение «Электрохимический комбинат»; АЭХК – Ангарский электролизный химический комбинат; УЭХК – Уральский электрохимический комбинат; КЧТЦ – Кирово-Чепецкий химический комбинат.

Таблица 13

Предприятие	Количество контролируемых лиц, чел.		Среднегодовая доза внешнего излучения, бэр			Количество персонала, имевшего в 1998 г. дозу более		Число лиц с превышением возрастной формулы, чел.
	1997	1998	1997	1998	1997/1998	1.5 бэр	5 бэр	
ПО «Маяк»	7224	7320	0.24	0.28	1.17	75		30
СХК	3341	3664	0.24	0.28	1.04	72		
ГХК	2942	2810	0.24	0.22	0.92	52		
АЭХК	633	727	0.12	0.16	1.33			
УЭХК	533	602	0.04	0.06	1.50			
ЭХЗ	115	125	0.12	0.12	1.00			
КЧХК			0.04	0.04	1.00			
Итого:	14808	15248	0.23	0.25	1.09	199		30

Примечание: источник журнал ПО «Маяк» «Вопросы радиационной безопасности», 1999 г., № 2

Таблица 14

Предприятие	Количество помещений, имеющих среднегодовую концентрацию аэрозолей свыше ДКа		Среднегодовая концентрация по этим помещениям, ДКа		Количество измерений, проведенных в течение года в этих помещениях		Число лиц, работающих в помещениях со среднегодовой концентрацией аэрозолей, превышающих ДКа
	Ремонтные зоны	Операторские зоны	Ремонтные зоны	Операторские зоны	Всего	Из них с превышением ДКа	
ПО «Маяк»	24	3	3.5	1.5	6912	2432	102
СХК	5		4.5		12394	11668	56
КЧХК	1		6.8		158	125	12
Итого: 1998 г.	30	3			19464	14225	170
1999 г.	38	6			45418	26554	367

Примечание: источник журнал ПО «Маяк» «Вопросы радиационной безопасности», 1999 г., № 2



Таблица 15

Предприятие	Количество помещений, имеющих среднегодовую загрязненность поверхностей свыше ДЗа		Среднегодовая концентрация по этим помещениям, ДЗа		Количество измерений, проведенных в течение года в этих помещениях		Число лиц, работающих в помещениях со среднегодовой загрязненностью поверхностей, превышающих ДЗа
	Ремонтные зоны	Операторские зоны	Ремонтные зоны	Операторские зоны	Всего	Из них с превышением ДЗа	
ПО «Маяк»	24	18	3.4	1.7	59182	32365	536
СХК	26	6	14.0	2.3	733634	727596	499
ГХК		2		6.5	870	370	12
Итого: 1998 г.	50	26			793686	760331	1047
1999 г.	53	31			798842	767088	1126

Примечание: источник журнал ПО «Маяк» «Вопросы радиационной безопасности», 1999 г., № 2

## **Состояние производственного травматизма и радиационной безопасности предприятий ЯТЦ.**

Состояние производственного травматизма на предприятиях ЯТЦ за 1998 г. приведено в таблице 12. Необходимо отметить следующие, что низкий уровень трудовой и производственной технологической дисциплины вносит значительный вклад в формирование производственного травматизма на предприятиях ЯТЦ России – более 30 % случаев произошли именно по этой причине.

Данные индивидуального контроля внешнего и внутреннего облучения персонала ЯТЦ за 1998 г. приведены в таблице 13. Коллективная доза по предприятиям ЯТЦ в 1998 г. составила 3751, 2 бэр. 30 работников ПО «Маяк» имеют суммарную дозу внешнего облучения, превышающую определенную по возрастной формуле. 161 работник ПО «Маяк», СХК и ГХК имеют содержание плутония в организме, превышающее предельно допустимое (ДСа). В основном, все носители имеют стаж работы на предприятиях свыше 30 лет. Однако при плановом обследовании персонала на ПО «Маяк» был выявлен работник, величина которого смеси  $Pu^{239}$  и  $Am^{241}$  в организме составила 179 мКи. Причем данный работник начал свою трудовую деятельность на радиоизотопном заводе ПО «Маяк» в 1994 г.

Наличие загрязнения воздушной среды свыше установленных уровней связано с проведением ремонтных работ с разгерметизацией основного технологического оборудования, выгрузкой и загрузкой в технологические цепочки продукта, контейнеров, отходов производства, а для технологических камер, имеющих перчаточную технологию, - с плохим качеством камерных перчаток. Концентрация радионуклидов в воздухе рабочих помещений на предприятиях ЯТЦ за 1998 г. приведена в таблице 14.

Также необходимо отметить, что в помещениях с загрязнением поверхностей свыше ДЗа работало 1047 человек. Загрязненность поверхностей радиоактивными веществами на предприятиях ЯТЦ за 1998 г. приведена в таблице 15.

Причиной повышенной загрязненности являются также, несовершенство технологических процессов и оборудования, разгерметизация оборудования в процессе работы, погрузка и транспортировка РАО для переработки и захоронения, недостаточное применение местной и низкая производительность вытяжной вентиляции, а также проведение ремонтных работ со вскрытием технологических коммуникаций.

## **Влияние человеческого фактора на ядерную и радиационную безопасность.**

Безопасная и стабильная работа атомной энергетики зависит не только от качества проекта, изготовления оборудования и трубопроводов, но также от подбора, подготовки и переподготовки персонала занятого на всех этапах существования атомной энергетики

(выбор площадки, проектирование, конструирование, изготовление, строительство, наладка, эксплуатация, снятие с эксплуатации).

Непосредственная безопасность объектов атомной энергетики (ОАЭ) это не только "железо", но и персонал, занятый эксплуатацией и ремонтом этого оборудования. Этой второй составляющей безопасности ОАЭ традиционно уделяется недостаточно внимания. И только последнее время из-за постоянного внимания к этой проблеме со стороны зарубежных специалистов, о человеческом факторе были вынуждены говорить преодолевая барьер замалчивания.

Мой двадцатилетний опыт работы в атомной энергетике сначала в качестве работника АЭС, а затем начальника инспекции Госатомнадзора России показал, что главную опасность в работе любого ОАЭ представляет не устаревшее или изношенное оборудование и даже не недостатки к конструкции ядерного реактора, а именно человек, его сознание, его отношение к своей работе

Сфера же жизненных интересов типичного работника атомной отрасли ограничиваются, как правило, размерами его заработной платы. Его менталитет выкован на режимных предприятиях закрытых городов с их «...исключительной важной работой по строительству ядерного щита СССР...», системой подавления личности, стукачества друг на друга, шпиономанией и, следовательно, отгораживанием от общества забором секретности.

Переселение в массовом порядке из таких закрытых городов в пристанционные поселки будущих АЭС в период их строительства, оправдывалось стремлением быть поближе к центру цивилизации - с его музеями, театрами и другими духовными ценностями. Но переселенцы не вписались в эту культуру, не восприняли ее, а создали из своих городков подобие очередного «закрытого мира», погрузившись в свой мир огородников, гаражей, машин.

Заработная плата работника атомной энергетики была, как и впрочем и сейчас в 2-4 раза больше, чем работника бюджетной сферы и это на сегодня является главной движущей силой, определяющей поведение персонала на его работе, отношение к проблемам безопасности, и атомной энергетике вообще. Это стало кнутом и пряником в руках администрации станции, которая широко использует этот фактор в своих интересах.

Например широко распространенный миф о дешевизне электроэнергии построен прежде всего на пренебрежении к затратам на технику безопасности, радиационную безопасность и создании здоровых условий на рабочих местах. "Дешевизна" электроэнергии стоит на "костях" работников атомной энергетики. Здесь годами неработающая вентиляция в помещениях, отсутствие питьевой воды (пьют из умывальников в туалетах), нарушение температурного режима, отсутствие моющих средств, полотенец, одежды, несоблюдение санитарно-пропускного режима и т.д.

Все это происходит при попустительстве контролирующих органов, таких как СЭС и Госатомнадзор России. Попытки решать эти проблемы через профсоюз не дают результатов в силу штрейкбрехерской позиции профсоюзного комитета. Не секрет, что все бывшие председатели профкома получали впоследствии "тепленькие" места на станции.

Отдельные формы стихийного протеста против неудовлетворительных условий труда успешно подавляются администрацией, а "слишком требовательных" заваливают на ежегодных экзаменах по технике безопасности, радиационной безопасности или правил технической эксплуатации. А это грозит материальными потерями или даже увольнением.

Сейчас большое количество персонала подходит к критической границе по возрасту, когда наступает время его массовой замены. Сегодня не редкость встретить на ответственной оперативной работе работника, которому далеко за 50.

Постаревший, уставший, отдавший свое здоровье работник с тревогой смотрит в будущее. Его не прельщает участь пенсионера, получающего незначительную пенсию вместо нескольких тысяч рублей зарплаты. Отсюда и напряженное психологическое состояние персонала, боязнь сокращения по тем или иным причинам. Как следствие этого внутренняя паника возникающая у работников, доходящая порой до истеричной ругани между собой. Это обостряется, когда возникают слухи о сокращении кадров или о тяжелом финансовом положении станции. Отсюда и та нетребовательность, "неприхотливость" персонала к условиям труда.

Возникает удивительный парадокс, когда с одной стороны на ОАЭ существует изошренная и жесткая система приема экзаменов по проверке знаний персоналом всевозможных инструкций, а с другой стороны постоянно возникают случаи, когда попытка работников соблюдать требования этих инструкций рассматриваются руководителями (обычно низовым звеном) как саботаж и нежелание работать. Это фактически приводит к массовым нарушениям регламента проведения работ, фактическому отсутствию контроля и круговой поруке среди персонала. Например, участвуя в качестве председателя комиссий Госатомнадзора России, при проверке качества подготовки персонала ряда объектов атомной энергетики, обнаруживались вопиющие факты, когда персонал не проходил перед началом смены обязательного медицинского осмотра, на котором можно было бы определить его состояние (проба на наличие алкоголя - проба «Раппопорта», замер кровяного давления, температуры и др.). При этом руководство всячески выгораживало или фальсифицировало данные по наиболее провинившимся операторам.

Постоянные стрессы на работе выливаются в конфликты прямо на рабочих местах. Иногда это приобретает опасные формы. Частые ссоры, иногда переходящие в драки возникают и при получении заработной платы. Чаше это бывает при задержке выплаты денег. В такие дни можно наблюдать как работники станции при попустительстве руководителей в массовом порядке покидают место работы и часами стоят в очереди за

получением денег. И это происходит в рабочее время! А как это сказывается на безопасности станции !?

Видимо как следствие постоянной внутренней напряженности на широко распространено бытовое пьянство. Если провести после какого-нибудь праздника массовую проверку на алкоголь у работников ОАЭ заступающих на работу, то результат будет неутешительный.

С недоверием необходимо относиться к публикуемым Минатомом бравым выводам, что в атомной энергетике России эффективно работает система работы с персоналом, которая обеспечивает не только подбор людей, но и дает возможность "сохранять в порядке дух и тело".

Рассчитывать на то, что существует эффективный внешний контроль за персоналом различных органов тоже не приходится. Я часто убеждался в непринципиальном, формальном характере этих проверок. Этому способствует то, что большинство проверяющих люди либо заинтересованные в развитии атомной энергетике, либо в заключении с ней контрактов. Причем многие проверяющие являются бывшими работниками этих объектов, сохраняющими теплые отношения с руководством.

Сейчас в атомной энергетике идет тяжелый процесс смены поколений. На смену оперативному персоналу, имевшему многолетний богатый опыт работы с "делящимися веществами" на "закрытых предприятиях", на атомных подводных лодках, пришедших на АЭС 20 лет назад должны придти новые люди. Какими будут эти новые специалисты?

Социальная и нравственная ситуация в стране не может не сказаться на том какими будут эти люди. Сегодня на ОАЭ приходит человек, часто руководствующийся сиюминутными корыстными интересами. Криминализация нашего общества, наркомания среди молодежи и пьянство не может не повлиять на безопасность эксплуатации ОАЭ. Ведь в большинстве своем сейчас на ОАЭ попадает не прошедший через жесткое сито конкурсного отбора персонал, а люди по протекции. Уже есть случаи, когда среди этого потока встречались не очень законопослушные граждане.

Поэтому когда начнется массовый уход на пенсию персонала, начинавшего эксплуатировать ее 20 лет назад, тогда начнутся неприятные времена не только у ряда ОАЭ, но и у всего нашего общества.

## Обращение с РАО и ОЯТ на предприятиях ЯТЦ

В середине 60-х годов был утвержден проект завода по регенерации ОЯТ на территории ПО «Маяк» и началось строительство завода РТ-1.

В 1976 и 1977 годах состоялся пуск первой и второй ниток завода РТ-1 по переработке ОЯТ ТВС энергетических реакторов типа ВВЭР и ОЯТ транспортных установок. В середине 80-х годов на заводе РТ-1 была запущена третья технологическая цепочка, которая повысила производительность завода.

На объектах ЯТЦ расположено 416 объектовых пунктов хранения РАО, из них:

96 - пунктов хранения жидких РАО;

320 - пунктов хранения твердых РАО.

На предприятиях ЯТЦ находится 21 объектовый пункт хранения ОЯТ (в том числе бассейны выдержки). Заполнение пунктов хранения твердых РАО и жидких РАО составляет 63 % и 87 % соответственно.

Отработавшее ядерное топливо, переработка, хранение и транспортирование которого осуществляются на предприятиях топливного цикла, представляет собой:

ТВС, отработавшие свой ресурс в энергетических реакторах типа ВВЭР-440, ВВЭР-1000, БН-350, БН-600 или в транспортных ядерных установках;

ТВЭЛы промышленных реакторов, содержащие уран, обогащенный на 90 % изотопом урана<sup>235</sup>;

ядерное топливо промышленных реакторов в виде ТВЭЛов (блоков) на основе металлического урана природного обогащения, предназначенное для наработки плутония.

ТВС энергетических реакторов и транспортных ядерных установок перерабатываются на радиохимическом заводе (РТ-1) ПО "Маяк". За год перерабатывается около 200 т отработавшего топлива (проектная мощность 400 т).

ТВЭЛы промышленных реакторов перерабатываются на радиохимических производствах трех предприятий:

СХК (радио-химический завод);

ГХК (горно-химический завод);

ПО "Маяк" (радиохимический завод).

Технологический процесс переработки ОЯТ включает:

механическую фрагментацию (рубку) ТВС и ТВЭЛов с целью вскрытия топливного материала (применительно к ОЯТ) энергетических реакторов и транспортных ядерных установок;

растворение;

очистку растворов балластных примесей;

экстракционное выделение и очистку урана, плутония и других товарных нуклидов;

выделение диоксида плутония, диоксида нептуния, гексагидрата нитрата уранила и закиси-окиси урана;

переработку растворов, содержащих другие радионуклиды, и их выделение.

На каждом из трех предприятий осуществляется хранение поступающего на предприятие ОЯТ и получаемых после его переработки продуктов.

В отношении хранения ОЯТ особое положение в настоящее время занимает Красноярский ГХК, на котором с 1976 года действует хранилище ОТВС реакторов ВВЭР-1000, содержащих на момент изготовления уран, обогащенный на 4,4 % изотопом урана<sup>235</sup>. В отсеки бассейна хранилища поступают ОТВС после предварительной выдержки в хранилище АЭС. Хранящиеся ОТВС реакторов ВВЭР-1000 предназначены в дальнейшем для переработки на строящемся заводе РТ-2.

Удельная активность основных продуктов деления ВВЭР-1000 и концентрация актиноидов в ОЯТ энергетических реакторов представлены соответственно в таблицах 16,17.

Таблица 16

**Удельная активность основных продуктов деления ВВЭР-1000, ГБк/т U.**

Нуклид	Период полураспада, лет	Выдержка ОЯТ	
		1 год	10 лет
Kr <sup>85</sup>	10.74	542000	303000
Sr <sup>90</sup>	28.5	3430000	2750000
Ru <sup>106</sup>	1.0	1190000	24600
Ag <sup>110m</sup>	0.686	69200	7.78
Sb <sup>125</sup>	2.77	225000	23600
Cs <sup>134</sup>	2.062	3300000	160000
Cs <sup>137</sup>	30.17	4580000	3730000
Ce <sup>144</sup>	0.778	22400000	7430
Pm <sup>147</sup>	2.62	5680000	526000
Eu <sup>154</sup>	8.5	454000	218000

Таблица 17

**Концентрация актиноидов в ОЯТ энергетических реакторов, г/т U.**

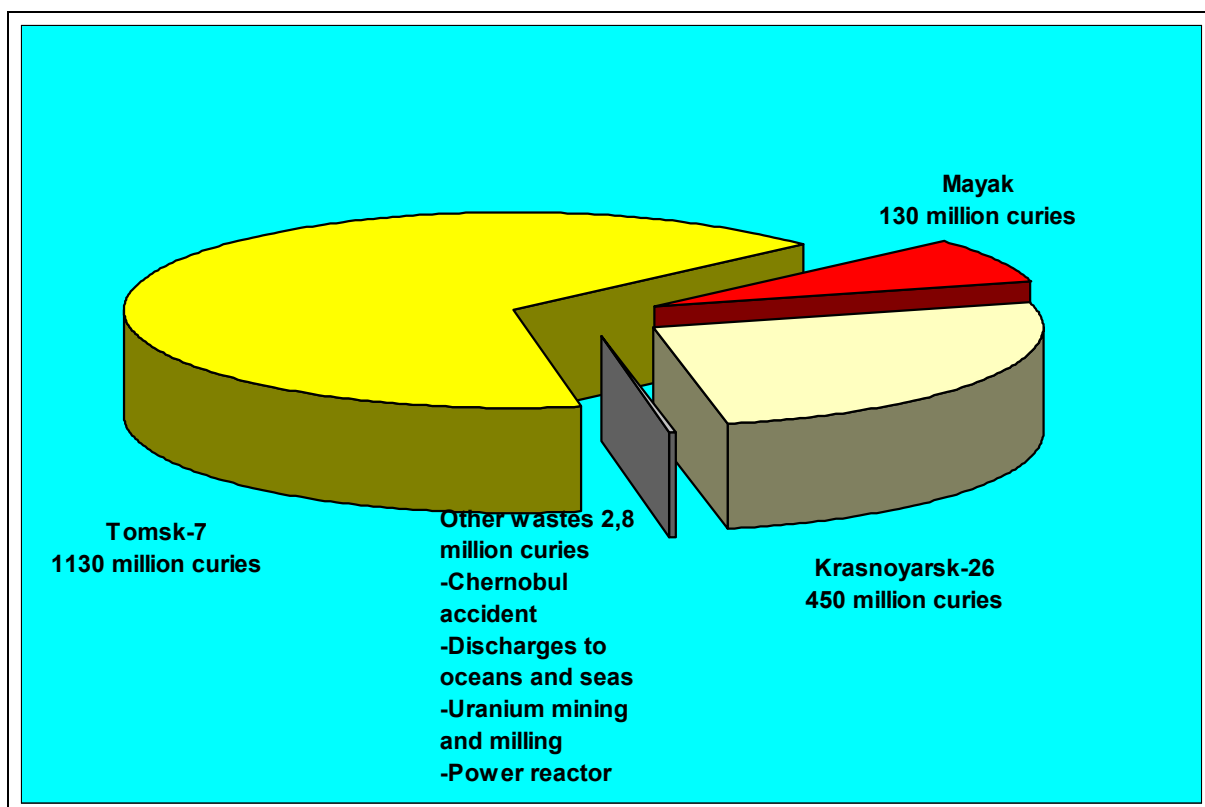
Нуклид	ВВЭР-440	ВВЭР-1000	РБМК-1000
U <sup>235</sup>	12700	12300	2940
U <sup>236</sup>	4280	5730	2610
U <sup>238</sup>	942000	929000	962000
Pu <sup>238</sup>	75.6	126	68.6
Pu <sup>239</sup>	5490	5530	2630
Pu <sup>240</sup>	1980	2420	2190
Cm <sup>244</sup>	14.8	31.7	5.66
Am <sup>241</sup>	517	616	293
Am <sup>243</sup>	69.3	120	73.8

В то же время результаты проведенных независимых расследований причин и обстоятельств аварии на химическом заводе СХК 6 апреля 1993 г., а также результаты обследования этого и других аналогичных предприятий, на которых производится переработка ОЯТ, органами государственного надзора и контроля показали, что в технологических схемах ряда ответственных узлов отсутствует среда контроля технологических параметров и аварийная блокировка на линиях подачи реагентов при нарушении режима технологической операции. Эти обстоятельства предопределяют

потенциальную опасность аварийного развития процессов в технологических узлах. С целью оценки надежности технологических линий производств по радиохимической переработке ОЯТ и исключения аварийного развития технологического процесса с выбросом радиоактивных веществ необходимо было бы проведение дополнительной независимой экспертизы.

В результате переработки 1 тонны ОЯТ (в пересчете на уран) образуется следующее количество радиоактивных отходов (РАО):

- жидкие высокоактивные - 45 м<sup>3</sup>
- среднеактивные - 150 м<sup>3</sup>
- низкоактивные - 2000 м<sup>3</sup>
- твердые 3-й группы активности - 1000 кг
- 2-й группы активности - 3000 кг
- 1-й группы активности - 3500 кг
- газообразные - 0,23 Ки/год.



**Рис.4. Распределение радиоактивных материалов, поступающих в окружающую среду с предприятий России** (Bradley D.I., Frank C.W., Mikerin Y. Nuclear contamination from weapons complexes in the Soviet Union and the United States//Physics Today, April, 1996. - P.40-45).

Решение проблемы обращения с РАО требует комплексного подхода, т.к. обеспечение безопасности экосистем имеет множество различных аспектов в части:

- реализации экологических прав и обязанностей граждан,
- организации механизма охраны окружающей природной среды,
- информационного обеспечения охраны окружающей природной среды,



- экологического планирования,
- оценки воздействий на окружающую природную среду,
- экологических экспертиз,
- экологического нормирования,
- экологического мониторинга,
- экономических и правовых вопросов.

Таким образом, реализация конституционного права граждан России на благоприятную окружающую среду в местах проведения работ по захоронению и переработке РАО должна обеспечиваться:

- формированием современной нормативно-правовой базы, регламентирующей вопросы безопасного обращения с РАО,
- разработкой и внедрением экологически безопасных технологических процессов, оборудования и технических средств для обеспечения сбора, переработки, временного хранения, утилизации и транспортирования РАО и ОЯТ, создание сооружений для их надежной изоляции от биосферы при длительном хранении (захоронении).
- производством экологически безопасной продукции,
- созданием условий для организации производств, отвечающих установленным экологическим требованиям,
- совершенствованием управления хозяйственной и иной деятельностью,
- предотвращением ввоза в страну экологически опасных технологий, отходов, услуг,
- интеграцией экономики страны в мировой рынок и выполнением международных обязательств.

Экологическая безопасность при производстве этих работ регламентируется законодательными актами, нормативными правовыми актами Президента и Правительства Российской Федерации, федеральных органов исполнительной власти, общероссийскими и отраслевыми стандартами, нормами и правилами, межгосударственными соглашениями и признанными в России международными нормативами.

Вопросы обращения с РАО в части реализации экологических прав и обязанностей граждан и организации механизма охраны окружающей природной среды достаточно широко представлены в Российском законодательстве и документах федеральных органов исполнительной власти. Хотя и на уровне российского законодательства вот уже в течении многих лет не решается вопрос о принятии таких жизненно важных законов, как закон «О государственной политике в области обращения с радиоактивными отходами» и закон «О гражданско-правовой ответственности за причинение ядерного вреда и ее финансовом обеспечении».

Со всех зарубежных АЭС, построенных по советским проектам, отработавшее топливо всегда направлялось на переработку в СССР. Эта традиция сегодня не только получает

второе дыхание, но и приобретает черты долгосрочного стратегического проекта. Все преграды, которые могут возникнуть на пути его реализации, каждый раз беспощадно сметаются Минатомом России.

Примером этого является специально подписанное в ноябре 1998 г. Постановление Правительства России по ввозу из Венгрии очередной партии ОЯТ, что явилось нарушением статьи 50-ой пункта № 3 «Закона об охране окружающей среды», запрещающей ввоз на территорию России радиоактивных отходов. В настоящее время духу и букве этой статьи противоречат десятки контрактов, заключенных российским правительством с зарубежными партнерами. Здесь мы имеем дело с тем случаем, когда нарушение закона действительно равносильно тяжкому преступлению.

В настоящий момент Россия сегодня не готова к широкомасштабному ввозу на хранение и переработку отработавшего ядерного топлива по целому ряду причин.

Экологическая безопасность в местах размещения предприятий ядерного топливного цикла находится в катастрофическом состоянии.

Система обращения с твердыми РАО практически не учитывает наличие плутония и трансурановых элементов, хранение которых требует специальных жестких мер. Так, на заводе по производству гексафторида урана в Томске-7 масса плутония в твердых захороненных отходах превышает 70 кг. Обоснование ядерной безопасности отсутствует. Такая же ситуация и на других региональных могильниках России.

Наибольшую радиационную опасность представляет система обращения с жидкими РАО всех уровней активности. Высокоактивные отходы хранятся в емкостях или закачиваются в глубинные пласты-коллекторы, обоснование ядерной безопасности которых также отсутствует. Емкости-хранилища высокоактивных отходов требуют постоянного и повышенного внимания, так как протечки, разрушения или тепловые взрывы в них могут привести к серьезным радиационным авариям, подобным аварии на ПО "Маяк" в 1957 г.

Технология обращения с жидкими высокоактивными РАО предусматривает, что их сначала упаривают (до 3,0-4,5 м<sup>3</sup> на 1 т ОЯТ) и фракционируют (в августе 1996 г. пущена первая в мире промышленная установка по фракционированию высокоактивных отходов), а затем подвергают отверждению путем остекловывания (фосфатное стекло).

На ПО "Маяк" с июня 1992 г. по май 1997 г. работали две электропечи прямого нагрева по остекловыванию отходов высокого уровня радиоактивности. Производительность второй печи была самой высокой в мире - 500 л/час по исходному раствору, что позволило остекловывать не только жидкие высокоактивные отходы, образующиеся от переработки ОЯТ в настоящее время, но и перерабатывать ранее накопленные от выполнения военных программ высокоактивные отходы, хранящиеся в специальных железобетонных емкостях и представляющие одну из самых серьезных потенциальных опасностей. За это время было переработано почти 13 млн. м<sup>3</sup> высокоактивных отходов, получено 2,2 тыс. тонн стекломассы.

Суммарная активность включенных в стекло радионуклидов составила около 300 млн. Ки, или 35 % ранее накопленных отходов данного типа.

Емкости со стеклом, включающим высокоактивные радионуклиды, после остывания помещают в стальной пенал. Пеналы герметично заваривают и устанавливают во временное хранилище с регулируемым теплоотводом - бассейн с дистиллированной водой. Контролируемый теплосъем необходимо вести в течение 20 и более лет перед их окончательным захоронением.

14 января 1997 г. оставшаяся единственная печь остекловывания вышла из строя, отработав два проектных ресурса. Проектом предусмотрено строительство 2-й очереди цеха остекловывания с двумя печами (одна - резервная). Пуск следующей печи остекловывания жидких высокоактивных РАО планируется в конце 2001 г. До этого момента на ПО "Маяк" жидкие высокоактивные РАО будут хранить в резервных железобетонных емкостях, как это происходило до внедрения технологии остекловывания.

Таким образом, ситуация с самыми опасными жидкими высокоактивными РАО вернулась в прежнее состояние повышенного риска.

В открытых бассейнах-хранилищах жидких РАО на предприятиях атомной отрасли в придонном иле содержится плутоний, масса которого превышает десятки килограммов. Особую тревогу вызывает положение на радиохимических предприятиях как из-за большого объема накопившихся отходов, так и по причине их концентрации в открытых природных средах, что привело к утрате контроля за их распространением и грозит обернуться экологической катастрофой.

Ко всему этому надо добавить еще и сумму проблем, связанных с транспортировкой высокотоксичных отходов через огромные пространства России.

Таким образом, возникла ситуация, когда экспорт Российского "мирного атома" представляет ощутимую угрозу не только для стран его импортирующих, но, в первую очередь, для самой России. И в этой связи есть сюжет, который хотелось бы затронуть отдельно.

Вопрос стоит очень ясно: станет ли процесс переработки и хранения радиоактивных отходов постоянным местом России в международном разделении труда?

Для такого рода озабоченности существуют очень веские основания. Уже заключенные, либо планируемые ядерные контракты России с Китаем, Ираном, Индией и рядом европейских стран (не говоря уже о странах СНГ) послужили в какой-то мере причиной, а в какой-то - также и целью возобновления строительства в г. Железногорске (Красноярск-26) завода по переработке отработавшего ядерного топлива РТ-2.

Специалистами уже подсчитано: для того, чтобы завод был рентабельным, 80 % перерабатываемых им ОЯТ должно поступать из-за рубежа. Иными словами: экспансия Минатома России за пределы страны влечет за собой крупномасштабные вливания в

инфраструктуру переработки отходов внутри страны. Здесь набирают силу самые благовидные предлоги. Строительство радиохимических производств типа РТ-2 ведет к увеличению числа рабочих мест (оставим в стороне экологические последствия); для их поддержания необходима полная загрузка мощностей; отсюда - императив: нужны новые контракты по экспорту ядерных установок, которые, в свою очередь, требуют новых инвестиций в инфраструктуру, т.е. все новых и новых заводов.

Примерно так работает механизм расширения одной из самых могущественных империй нашего времени - империи Минатома.

Цена, которую Россия может заплатить за усиление этой империи, выражается не столько в денежных суммах, сколько в направлении ее цивилизованного развития. Одной из основных характерных особенностей современного мира является углубление международного разделения экономических функций, при котором за развитыми странами Запада закрепляется разработка высоких и экологически чистых технологий, а на так называемый "третий мир" приходится добыча сырья и развитие "грязных" производств, губительных для окружающей среды. Уже в настоящее время можно констатировать, что многообразные экологические успехи западных стран были достигнуты за счет вытеснения токсичных технологий и отходов в развивающиеся страны. В этом отношении Россия представляет для запада особый интерес как сравнительно отсталая страна, не только богатая сырьевыми ресурсами, но и располагающая обширной инфраструктурой атомной промышленности. Прецеденты использования ее в этом последнем качестве уже существуют. Примером этого является подписанный в 1993 г. контракт на поставку из России в США пяти килограммов  $\text{Pu}^{238}$  на сумму шесть миллионов долларов, который предполагается использовать для реализации американских космических программ. Кроме этого, США получают еще 40 кг за 57.3 миллиона USD в течение следующих 5 лет. Интересно, что  $\text{Pu}^{238}$  используется в бортовых энергетических системах космических кораблей, предназначенных для спутников-шпионов, ввиду небольших размеров летательного объекта (а, скорее всего, шпионить они будут за нами). Производство  $\text{Pu}^{238}$  сосредоточено в России на ПО "Маяк". Нет необходимости гадать, почему США отказались использовать для выработки этого высокотоксичного металла собственные мощности. С большим сожалением приходится констатировать, что это - уже далеко не единственный случай использования России "по назначению" - в качестве страны третьего мира. Окажется ли Россия на мировых задворках, или все-таки сумеет вернуть себе статус глобального лидера? Погоня за сиюминутной экономической выгодой подталкивает нынешнее российское руководство к выбору первой альтернативы. Свидетельство тому - резкое увеличение доли сырьевых отраслей в нашей экономике и те неслыханные успехи, которых достигают отдельные эгоистичные ведомства, поставившие своей целью превратить Россию в свалку радиоактивных отходов и мировой запасник высокотоксичных технологий.

## **Краткий обзор работ, развернутых в России по утилизации плутония.**

Россия, как преемница СССР, обладает около 25000 тактических и стратегических ядерных боеголовок (согласно другим источникам число боеголовок составляет около 30 тысяч). В соответствии с международными соглашениями по сокращению стратегического и тактического ядерного вооружения, стране предстоит демонтировать 16-18 тысяч ядерных боеголовок. Согласно заявлению, сделанному министром по атомной энергии В.Михайловым в апреле 1997 г., Россия уже демонтировала около 50 % боеголовок. Расщепляющиеся материалы (уран и плутоний), извлекаемые при демонтаже из боеголовок, являются не только национальной, но и международной проблемой, с точки зрения как экологической безопасности, так и политики нераспространения.

В то время как обращение с высокообогащенным ураном, выделяемым при демонтаже, не составляет больших трудностей - этот материал может быть переработан и использован в качестве топлива для АЭС - пути обращения с плутонием, период полураспада которого составляет 24 тыс. лет и который является высокотоксичным материалом, до сих пор не определены.

К концу этого столетия количество ядерных боеголовок в России не будет превышать 5 тыс. единиц. Демонтаж ядерных боеголовок производится на заводах, которые их когда-то создавали: Екатеринбург-45, Пенза-19 и Златоуст-36. При полной загрузке эти предприятия способны демонтировать до 2000 боеголовок в год. Стоимость демонтажа одной боеголовки составляет 10-15 тысяч долларов США в зависимости от степени ее сложности. Общие затраты на ликвидацию запланированного количества боеприпасов с учетом транспортных и иных расходов составят около 2 миллиарда долларов США.

В результате демонтажа из боеголовки извлекается таблетка ядерного материала, так называемый "пит", в котором используются уран-235 (с обогащением 90%) и плутоний-239 (с обогащением более 90%).

Высокообогащенный уран может производиться на четырех заводах: в Екатеринбурге-44, Красноярске-45, Ангарске и Томске-7. Оружейный плутоний производился на заводе в Челябинске-65; на сегодня в эксплуатации находятся три промышленных реактора в Красноярске-26 и Томске-7, нарабатывающие плутоний.

После демонтажа боеголовок должны высвободиться сотни тонн высокообогащенного урана (ВОУ) и десятки тонн плутония. В настоящее время запасы ВОУ в России оцениваются в 900 тонн, в то время как запасы оружейного плутония в 140-160 тонн (по другим источникам - 150 тонн оружейного плутония и около 30 тонн энергетического плутония). Эти числа не включают запасы плутония, который может быть извлечен из ядерного топлива, нарабатываемого реакторами АЭС, транспортными ядерными установками, а также промышленными реакторами.

### **Обращение с высокообогащенным ураном.**

В 1994 г. инвентарное количество российского высокообогащенного урана (ВОУ), по оценкам, достигало 1270 т. При заданном условии дальнейшего развития ядерной энергетики (этот вопрос не является темой настоящего доклада), обращение с высокообогащенным ураном не является существенной проблемой. Этот материал может быть разбавлен до низкого уровня обогащения и использован в качестве топлива для АЭС.

### **Плутоний.**

В 1940 г. американскими учеными Г.Сиборгом, Дж.Кеннеди и А.Валем был открыт  $\text{Pu}^{238}$ . Весной 1941 г. Сиборг с сотрудниками обнаружили и впервые выделили четверть микрограмма  $\text{Pu}^{239}$  после распада  $\text{Np}^{239}$ , образовавшегося при облучении  $\text{U}^{238}$  нейтронами. Вслед за ураном и нептунием новый элемент получил свое имя в честь открытой в 1930 г. планеты Плутон. (В греческой мифологии Плутон, он же Аид, - бог царства мертвых.)

На ядерные исследования и создание атомной промышленности в США, как позднее и в СССР, были брошены огромные силы и средства. В короткий срок были изучены ядерные и физико-химические свойства плутония, организованы его реакторное производство и химико-металлургическая переработка. В июле 1945 г. взорвали первую американскую плутониевую бомбу.

Работы по созданию ядерного оружия в СССР развернулись ударными темпами сразу после войны. Первые эксперименты с "импульсными" количествами плутония и нептуния были начаты в Ленинграде и Москве в 1944 - 1945 гг., в 1947 г. технология получения плутония была отработана на опытной установке в Москве, а зимой 1948/49 года на заводе Б комбината N 817 (теперь ПО "Маяк") получили первый промышленный плутоний.

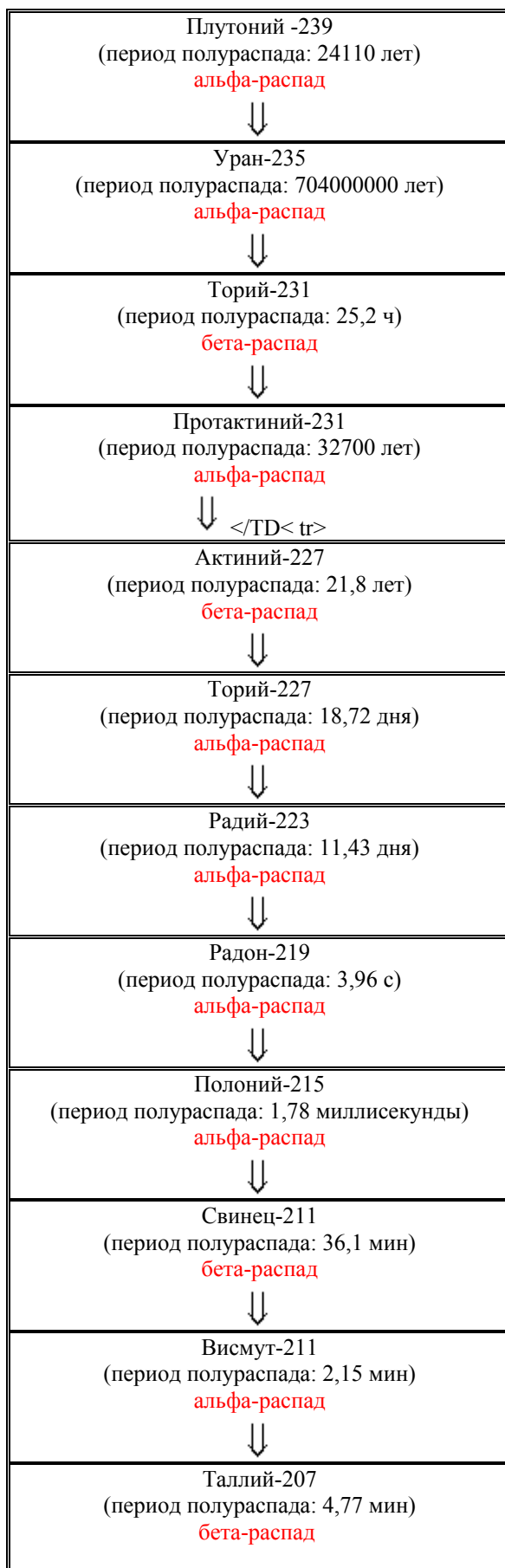
До пуска 1942 г. первого ядерного реактора Э.Ферми в г.Чикаго США, во всей Земной коре и растворенном виде в воде Мирового океана находилось менее 50 кг плутония. За счет несовершенных технологий переработки плутоний попал в окружающую среду в местах расположения ядерных производств США, СССР, Великобритании и других стран. По оценкам Комитета по окружающей среде ООН, около 3.9 т суммы изотопов  $\text{Pu}^{239}$  и  $\text{Pu}^{240}$  выпало на земную поверхность.


При тщательном изучении в руде богатых урановых месторождений плутоний все-таки обнаруживается, хотя и в ничтожно малой концентрации. Можно вспомнить и такой природный источник плутония, как ядерный реактор в Окло (Африка), действовавший в естественных условиях многие миллионы лет назад на богатейшем урановом месторождении и нарабатывавший плутоний, в те далекие годы никому ненужный и позднее благополучно распавшийся.

Наконец, плутоний образуется из урана при действии всепроникающих космических лучей. Уран на нашей планете был всегда, причем раньше его было гораздо больше - значительная часть за прошедшие миллиарды лет распалась. В малых количествах уран

рассеян везде: в гранитах, фосфоритах, апатитах, морской воде, почве и т.д., так что говорить об абсолютной чужеродности плутония для биосферы не вполне корректно.

Важно подчеркнуть, что в настоящее время ученые могут достаточно быстро и точно определить присутствие радиоактивных элементов в воде, почве, растениях.




Свинец-207 (период полураспада: стабильный элемент)
Данные по периодам полураспада взяты из CRC Handbook of Chemistry and Physics, 1988.

**Рис.5 Основные элементы цепи распада  
 $Pu^{239}$**

### Токсичность плутония.

Токсичность плутония связана прежде всего с его радиологическими свойствами - при попадании Pu в организм происходит облучение альфа-частицами тех тканей, где он "застрял". Это потенциально чревато возникновением онкологических заболеваний. Химическая токсичность плутония несопоставима с радиологической. Если радиологическую токсичность  $U^{238}$  принять за единицу, этот же показатель для плутония и некоторых других элементов образует ряд:

$$U^{235} \ 1.6 - Pu^{239} \ 5.0 - Am^{241} \ 3.2 - Sr^{90} \ 4.8 - Ra^{226} \ 3.0$$

Критерием выбрана предельно допустимая массовая концентрация элемента в воде, установленная действующими нормами по радиационной безопасности. Можно видеть, что плутоний отнюдь не самый "самый" среди радионуклидов в отношении радиологической угрозы.

Повышенные меры предосторожности при работе с плутонием и постоянный контроль персонала плутониевых производств связаны со способностью этого элемента задерживаться в организме, прежде всего в печени и скелете, что ведет к его переоблучению. Период биологического выведения половины накопленного плутония из печени составляет 20 лет, а из скелета - 50 лет, что сопоставимо с длительностью человеческой жизни. Токсичность этого элемента сильно зависит от пути его поступления в организм. Плутоний, попавший в желудочно-кишечный тракт, менее ядовит, чем хорошо известные яды цианид или стрихнин. Для получения летальной дозы необходимо проглотить 0.5 г Pu (цианида хватило бы 0.1 г). При вдыхании его химическая токсичность сопоставима с парами ртути или кадмия.

Большое количество экспериментальных данных получено за прошедшие годы по поведению Pu в природе. Так, например, выяснено, что во многих случаях он очень плохо (с коэффициентами  $10^{-5} - 10^{-8}$ ) переходит из почвы в растения. Этот элемент быстро и прочно фиксируется частицами почвы, а затем очень медленно мигрирует с водными потоками. Попавший в моря и океаны плутоний постепенно осаждается и закрепляется в донных слоях.

### Мировые запасы.

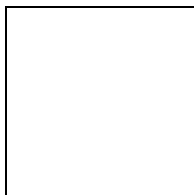
После Второй мировой войны ядерными реакторами мира было наработано около 1200 тонн плутония.



Для справки: 250 т – это оружейный плутоний, из которых 150 т принадлежит России, 85 т – США, 7.6 т – Великобритании, 6-7 т Франции, 1.7-2.8 т Китаю, 300-500 кг – Израилю, 150-250 кг – Индии (приведены данные по оценкам министерства энергетики США). Также следует учитывать, что было произведено более 200 т гражданского (энергетического) плутония: у Франции накоплено 70 т, у Великобритании – 50, у России 30, у Японии – 21, у Германии – 17, у США – 14.5, у Аргентины – 6, у Индии – 1 и т.д. (также данные министерства энергетики США). По сообщению ИТАР-ТАСС от 04.09.2001 г., Япония уже сейчас располагает 48.2 т плутония, а к 2010 году будет иметь более 80 т.

Энергетический плутоний может быть использован для создания атомных бомб.

Их конструкция будет сложнее, мощность на порядок меньше, но поражающие факторы, характерные для ядерного оружия, остаются. Испытания подобных бомб в 1962 году в Неваде и в 1974 году в Индии, подтвердили теоретические расчеты возможности применения энергетического плутония для создания атомного оружия. Таким образом, энергетический плутоний также является предметом политики нераспространения.



*Диаграмма 1. Динамика мировых запасов плутония в послевоенный период.*

Примечание:

1. Все данные округлены либо до ближайшей круглой цифры, либо до ближайшего количества тонн, кратного 5.

2. Выделенный энергетический плутоний принадлежит государствам, до сих пор занимающимся его переработкой, или заключило контракты по его переработке с Великобританией и Францией. Страны обладающие собственными запасами плутония: Бельгия, Германия, Италия, Нидерланды и Швейцария. Соединенные Штаты обладают относительно небольшими запасами энергетического плутония, наработанного на радиохимическом предприятии в Уест-Вэлли, штат Нью-Йорк, которое было закрыто в 1972 г.

3. Помимо США, ни одно государство не рассекретило данные по производству плутония. Все остальные данные по военному плутонию являются приблизительными оценками. Оценки запасов по 1990 и 1995 гг. основаны на предположении, что российские запасы военного плутония составляли 150 т.

Источник: Arjun Makhijani and Scott Saleska, *The Nuclear Power Deception* (Takoma Park, Maryland: Institute for Energy and Environmental Research, 1996).

### **Ядерно-физические свойства плутония.**

Плутоний обладает уникальным комплексом ядерных и физико-химических свойств. Так, плотность чистого плутония при нагревании уменьшается от 19.82 до 14.7 г/см<sup>3</sup> и вновь растет до 16.52 г/см<sup>3</sup>. Поэтому для ядерных зарядов металлический плутоний легируют специальными добавками. В растворе плутоний может одновременно находиться в степенях окисления от +3 до +6, что делает его химию исключительно сложной.

В ядерных реакторах за счет комплекса параллельных и последовательных ядерных реакций образуется набор изотопов плутония от 236-го до 244-го. Их химические свойства одинаковы, а ядерные существенно различаются. Изотопы имеют разные периоды полураспада  $T_{1/2}$  (время, за которое распадается половина атомов):  $Pu^{238}$  - 87.7 г.,  $Pu^{241}$  - лишь

14.1 г., а период полураспада самого "знаменитого" Pu<sup>239</sup> составляет 24.1 тыс. лет. Изотопы Pu<sup>239</sup> и Pu<sup>241</sup> хорошо делятся тепловыми нейтронами, поэтому "нечетный" плутоний и образуется, и одновременно "выгорает" в реакторах АЭС типа ВВЭР, PWR, CANDU, РБМК; четные изотопы при этом накапливаются. Различия в ядерных свойствах изотопов приводят к изменению состава плутония, образующегося в разных реакторах и даже в разных зонах одного реактора. В таблице 18 приведены периоды полураспада и некоторые характеристики основных изотопов плутония. Полураспадом называется период времени, в течение которого распадается половина атомов каждого отдельно взятого образца. Активность (тесно увязанная с периодом полураспада) показывает уровень радиоактивности материала.

Таблица 18

Изотопы плутония	Период полураспада, лет	Активность, Киг	Количество оружейного плутония, %	Количество реакторного плутония, % <sup>1</sup>
плутоний-238	87,74	17,3	---	1,3
плутоний-239	24110	0,063	93,0	56,6
плутоний-240	6537	0,23	6,5	23,2
плутоний-241	14,4	104	0,5	13,9
плутоний-242	379000	0,004	---	4,9

<sup>1</sup> Типично для водяных под давлением реакторов, наиболее широко распространенного типа действующих реакторов.

Чем дольше работает ядерное топливо в активной зоне реактора типа ВВЭР, тем больше в нем четных изотопов и тем ниже энергетическая ценность этого плутония для использования в качестве вторичного ядерного топлива. В реакторах на быстрых нейтронах делятся (выгорают) как нечетные, так и четные изотопы. Поэтому состав плутония в топливе "быстрых" реакторов относительно стабилен.

В отработавшем топливе реакторов ВВЭР-1000 или PWR содержится ориентировочно от 0.8 до 1 % невыгоревшего U<sup>235</sup> и от 0.95 до 1.2 % плутония; примерно 3 – 4 % массы топлива составляют продукты деления, остальные 94 – 95 % - U<sup>238</sup>. Плутоний неизбежно нарабатывается, "горит" в топливе АЭС и вырабатывает электроэнергию даже тогда, когда первоначально в реактор загружается только урановое топливо. Изотопный состав плутония в отработавшем топливе разных реакторов различен. Плутоний из энергетических реакторов обычно называют "гражданским" или "энергетическим"; а наработанный в специальных (промышленных) реакторах, - "оружейным". Как нетрудно заметить, это материалы, существенно различающиеся по изотопному составу. В разных реакторах при разном выгорании топлива образуется плутоний, состав которого значительно варьируется. Кроме того, в мире существуют сотни различных исследовательских реакторов, отработавшее топливо которых может иметь совсем другой состав. Поэтому, если обнаружен, например, контрабандный плутоний, по его изотопному составу можно ориентировочно оценить, из топлива какого реактора он выделен и, что самое важное, имеет ли он отношение к ядерному оружию.

Если состав отличается от приведенного, то, вообще говоря, идентифицировать источник такого плутония непросто. Каждый ядерный материал имеет "свое лицо". Он несет

в себе отпечаток того завода, на котором получен, и тех задач, для которых предназначается. Дополнительную информацию о происхождении и истории плутония можно получить, измерив количество  $\text{Am}^{241}$ , накопившегося в ядерном материале при хранении за счет распада  $\text{Pu}^{241}$ : чем больше его превратилось в  $\text{Am}^{241}$ , тем дольше лежал материал после переработки. В качестве "отпечатков пальцев" помимо изотопного состава могут быть использованы те свойства ядерного материала, которые меняются в зависимости от его предыстории: из какого соединения и как его получили, какие радиоактивные и нерадиоактивные примеси остались в нем после операций очистки и т.д.

### **Временные хранилища оружейного плутония.**

Оружейный плутоний может храниться в трех различных формах. Во-первых, в виде недемонтируемых таблеток (пит), которые представляют собой металлический плутоний, герметично запакованный в оболочку из тугоплавкого металла. Во-вторых, это может быть плутоний в металлической форме и, в третьих, в виде оксида.

В виде пит плутоний может храниться длительное время, хотя при этом не исключается коррозия таблеток и нарушение герметичности металлической оболочки.

Хранение металлического плутония может привести к самовозгоранию. Хранение в виде оксида относительно безопасно, но требует дополнительных затрат по переводу металлического плутония в оксид.

Сразу после демонтажа боеголовки плутоний в виде пит поступает в хранилище предприятия по производству и демонтажу боеголовок. По мере заполнения хранилища плутоний должен передаваться в специально оборудованное долгосрочное хранилище.

### **Обращение с плутонием.**

На сегодня в мире, в принципе, существуют две точки зрения на дальнейшее обращение с плутонием. В США большинство экспертов склоняются к захоронению плутония в глубоких геологических формациях в остеклованом виде, смешанного с высокоактивными отходами, Россия, в лице Минатома России, рассматривает плутоний, в первую очередь, как энергетический материал, который можно использовать в качестве топлива для АЭС. При этом наиболее приемлемым считается смешанное уран-плутониевое топливо, так называемое, МОХ-топливо. Исследования в области использования чистого плутония в качестве топлива в реакторах на быстрых нейтронах, проводившиеся с 60-х г.г. XX века, оказались безуспешными и, очевидно, будут прекращены.

### **Использование быстрых реакторов.**

В США Л.Сцилардом в январе 1943 г. была высказана идея о расширенном воспроизводстве ядерного горючего. С 1949 г. в бывшем СССР под руководством А.И.Лейпунского велась многоплановая исследовательская работа по созданию реакторов на быстрых нейтронах.

Первый промышленный бридер – экспериментальный реактор 1 – тепловой мощностью 0,2 МВт был введен в действие 20 декабря 1951 г. в ядерном центре в Айдахо, США. В бывшем СССР похожий реактор был введен в эксплуатацию четырьмя годами позже в г.Обнинске.

На данный момент в России эксплуатируются ядерные исследовательские установки (бридеры) расположенные в ФЭИ г.Обнинске (БР-10 запущен в эксплуатацию в 1959 г., реконструирован в 1982 г.) и в НИИАРе г.Димитровград (БОР-60 запущен в эксплуатацию в 1968 г.)

В 1956 г. консорциум компаний США приступил к сооружению 65 МВт демонстрационного реактора-бридера «Ферми-1» (г.Детройт).

Интерес промышленности США к бридерам упал, после того как в 1966 г. вскоре после пуска реактора «Ферми-1» на нем из-за блокады в натриевом контуре произошла авария с расплавлением активной зоны; в конце концов этот бридер был демонтирован.

Германия первый бридер построила в 1974 г. и закрыла в 1994 г. Реактор большей мощности SNR-2, строительство которого началось еще в начале 70-х гг. XX века, так и не был введен в эксплуатацию после завершения строительства в конце 90-х гг. XX века.

Во Франции в 1973 г. был введен в эксплуатацию первый бридер «PHENIX», а в 1985 г. – полномасштабная АЭС с реактором на быстрых нейтронах «SUPERPHENIX» (стоимость строительства – 5 млрд.дол.).

Япония в 1977 г. закончила строительство опытного бридера «Дзёё», на эксплуатацию которого до сих пор не получена лицензия. Большой демонстрационный реактор на быстрых нейтронах «Мондзю», введенный в эксплуатацию в 1994 г., в декабре 1995 г. закрыт после пожара из-за утечки теплоносителя натрия и откроется ли опять неизвестно.

В СССР первый промышленный бридер БН-350 был построен на берегу Каспийского моря для снабжения энергией установки опреснения воды. В 2000 г. реактор был остановлен, принято решение о снятии его с эксплуатации.

В 1956 г. на ВМФ экс-СССР был пущен прототип реактора с жидкометаллическим теплоносителем (ЖМТ) и началось обучение экипажа для АПЛ с ЖМТ К-27 (проект 645). В ее реакторах теплоносителем являлся сплав свинца и висмута.

24.05.68 г. АПЛ К-27 находилась в Баренцевом море. Проверялись параметры ГЭУ на ходовых режимах после выполнения модернизационных работ. Мощность реактора самопроизвольно начала снижаться. Личный состав, не разобравшись в ситуации, попытался поднять мощность ЯР, но безуспешно. В это время возросла гамма-активность в реакторном отсеке до 150 Р/час и произошел выброс радиоактивного газа в реакторный отсек с буферной емкости. Радиационная обстановка на АПЛ ухудшилась. Личный состав сбросил аварийную защиту реактора. Как выяснилось позже, в результате аварии разрушилось около 20% тепловыделяющих элементов активной зоны. Причиной аварии стало нарушение теплосъема

с активной зоны. Официальных данных об уровнях загрязнения подводной лодки, окружающей среды и уровнях облучения личного состава нет. АПЛ была затоплена в Карском море в 1981 г. на глубине 50 м.

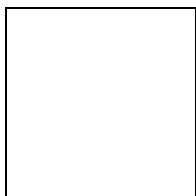
На базе АПЛ пр.645 были воздана серия из 7-ми скоростных АПЛ проектов 705 и 705К ("Альфа"). Лодки строились в г.Северодвинске на ПО "Севмаш". Первая подводная лодка после завершения строительства во время заводских испытаний и непродолжительной опытной эксплуатации показала низкую надежность и в результате ряда крупных поломок была разрезана. Реактор с невыгруженной активной зоной, залитой фурфуролом и битумом находится на заводе "Звездочка" в г.Северодвинске. Остальные шесть кораблей этой серии эксплуатировались в течение 10 лет. За это время корабельные ЯЭУ с ЖМТ наработали около 70 реакторо-лет. По состоянию на сегодняшний день все они выслужили свой срок и выведены из боевого состава, кроме К-123.

Освоение кораблей с ЯЭУ на ЖМТ было трудным. Специфика заключалась в том, что существовала опасность затвердевания сплава, что привело бы к выводу из строя атомной установки. В Западной Лице, где базировались корабли класса "Альфа", был создан целый береговой комплекс для кораблей этого проекта. Построена специальная котельная для подачи пара на корабли, а также к пирсам поставлены плавказарма и эсминец, которые давали пар от своих котлов. Однако, в связи с низкой надежностью берегового комплекса подводные лодки "грелись" от своего тепла, т.е. ядерные реакторы работали на минимально контролируемом уровне мощности. Это приводило к быстрому износу реакторов и необходимости постоянного присутствия экипажа на борту лодки. Трудности с обеспечением внешним теплом привели к тому, что практически все АПЛ этого класса к концу 80-х г.г. были выведены из эксплуатации. Перегрузка ядерного топлива не осуществлялось, из-за чего ЯЭУ этого класса АПЛ получили название - "реакторы одноразового использования".

Вторая ядерная авария произошла на АПЛ К-123, заказ No.105. Головная АПЛ северодвинской постройки. Принята в эксплуатацию 26 декабря 1977 г. 8 апреля 1982 г. на К-123 произошла авария, которая закончилась выходом ЖМТ из первого контура в отсек и распространением радиоактивности. Ремонт занял 9 лет и закончился заменой реакторного отсека.

Одним из главных недостатков АПЛ с ЖМТ явилось использование теплоносителя «свинец-висмут» в первом контуре реакторной установки. При реакции захвата нейтрона висмутом идет наработка полония-210. На конец кампании активность полония-210 в теплоносителе первого контура составляла 28.8 Ки/л. Высокая активность и проникаемость полония-210 (являющийся альфа – излучателем) существенно влияла на радиационную обстановку при эксплуатации реакторной установки и производстве работ по обращению с отработанным ядерным топливом

В настоящее время в России единственный промышленный реактор на быстрых нейтронах работает на Белоярской АЭС - БН-600 (ОК-505). Его строительство было начато в 1966 году, введен в эксплуатацию в 8 апреля 1980 году, а вывод из эксплуатации намечен после 2010 г.



**Рис 6. Принципиальная схема быстрого реактора типа БН-600.**

В 1987 начал строиться четвертый блок с экспериментальным реактором БН-800. В 1988 году строительство было прекращено в связи с протестами общественности, а в июне 1992 года, по распоряжению Б.Ельцина, строительство снова продолжено.

### **Инциденты на БН-600.**

Ниже приведено описание наиболее серьезных инцидентов происшедших на Белоярской АЭС:

- В августе 1992 года экспедицией Госкомчернобыля России в районе Белоярской АЭС обнаружены аномальные концентрации цезия-137, кобальта-60. Максимальная мощность излучения зарегистрирована на уровне около 1200 мкР/час и сформирована в основном излучением  $\text{Co}^{60}$ ;
- 22 декабря 1992 года на станции при перекачке жидких радиоактивных отходов на спецводоочистку для ее переработки из-за халатности персонала было затоплено помещение обслуживания насосов ХЖО. Вода поступила в страховочный поддон и из-за его неплотности, также из-за переполнения попала в грунт под ХЖО, а затем по специальной дренажной сети, предназначенной для отвода грунтовых вод, - в водоем-охладитель. Общее количество ЖРО, попавших в поддон, около 15 м<sup>3</sup> суммарной активностью 6 Ки. Суммарная активность  $\text{Cs}^{137}$ , попавшего в пруд-охладитель, около 6 мКи. Этому инциденту был присвоен третий уровень опасности по международной шкале INES;
- 7 октября 1993 года в 11 часов 19 минут третий блок Белоярской АЭС был остановлен по признакам повышения радиационного фона в вытяжной вентиляционной сети. Причины останова - утечка теплоносителя в одной из вспомогательных систем. Также, по словам директора станции, произошло незначительное возгорание. Происшествие оценено как инцидент первого уровня по шкале INES;
- 6 июня 1994 года, во время капитального ремонта, произошла утечка нерадиоактивного натрия из второго контура, из-за чего начался пожар. Персонал станции своими силами справиться не смог и вызвал пожарную бригаду. У нее также не оказалось средств для тушения натрия. После того, как утечка натрия была остановлена, уже вышедший натрий выгорел, и пожар сам прекратился.

## **Особенности реакторов на быстрых нейтронах.**

Главная особенность реакторов на быстрых нейтронах состоит в том, что они открывают возможность использования не делящихся в реакторах на тепловых нейтронах изотопов тяжелых элементов. В топливный цикл могут быть вовлечены запасы  $U^{238}$  и  $Th^{232}$ , которых в природе значительно больше, чем  $U^{235}$  - основного горючего для реакторов на тепловых нейтронах. В том числе может быть использован и так называемый "отвалный уран", оставшийся после обогащения ядерного горючего  $U^{235}$ .

Реакторы на быстрых нейтронах дают возможность расширенного воспроизводства ядерного горючего. Это значит, что например, на 100 разделившихся ядер горючего в реакторах на быстрых нейтронах образуется примерно 120-140 новых ядер, способных к делению.

Активные зоны реакторов на быстрых нейтронах (БН) весьма существенно отличаются от активных зон реакторов на тепловых нейтронах.

Экономически необходимая средняя глубина выгорания уран-плутониевого топлива в БН должна составлять 100-150 МВт\*сут/кг, т.е. она должна быть в 2,5-3 раза выше, чем в реакторах на тепловых нейтронах, что обусловлено высокой стоимостью топлива БН. Для достижения указанной глубины выгорания требуется высокая радиационная стойкость ТВЭЛ и ТВС БН, необходимая стабильность геометрических параметров, сохранение герметичности и пластичности оболочек ТВЭЛ, их совместимость с продуктами деления и устойчивость к коррозионному воздействию теплоносителя и т.п. Активная зона БН окружена в радиальном и осевом направлениях зонами воспроизводства (экранами), заполненными воспроизводящим материалом - обедненным ураном, содержащим 99,7-99,8 %  $U^{238}$ .

Главная же особенность использования уран-плутониевого топлива в БН состоит в том, что в его активной зоне процесс деления ядер быстрыми нейтронами сопровождается большим выходом (на 20-27 %) вторичных нейтронов, чем в реакторах на тепловых нейтронах. Это создает основную предпосылку для получения высокого значения коэффициента воспроизводства и обеспечивает расширенное воспроизводство ядерного топлива в реакторах-размножителях.

Использование в качестве теплоносителя натрия ставит перед эксплуатацией АЭС следующие задачи. Среди них следующие:

- чистота натрия используемого в БН. Возможно достичь даже 99,95 %, т.е. не более  $5 \cdot 10^{-4}$  примесей. Больше проблем вызывает примеси кислорода из-за участия кислорода в массопереносе железа и коррозии компонентов;

- натрий является очень активным химическим элементом. Он горит в воздухе и других окисляющих агентах. Горящий натрий образует дым, который может вызвать повреждение оборудования и приборов. Проблема усложняется в случае, если дым натрия радиоактивен.

Горячий натрий в контакте с бетоном может реагировать с компонентами бетона и выделять водород, который в свою очередь взрывоопасен. Для устранения опасности, натрий и продукты его сгорания следует тщательно контролировать;

- возможность реакций натрия с водой и органическими материалами. Особенно это важно для конструкции парогенератора. Так как утечка из водяного контура в натриевый, приводит к быстрому росту давления.

Стабильность быстрых реакторов зависит от параметров, перечисленных ниже:

- пустотного натриевого коэффициента.

Изменение в реактивности происходит при изменении плотности натриевого теплоносителя (или полного оголения АЗ). Натриевый пустотный коэффициент может быть положительным или отрицательным, зависит от размеров активной зоны, геометрии и состава материалов;

- механических расширений ТВЭЛ.

При увеличении уровня мощности реактора, происходит тепловое расширение топливных сборок. Это эффективно увеличивает размеры АЗ, тем самым уменьшается ее реактивность;

- радиоактивность первого контура.

Радиоактивные изотопы  $\text{Na}^{24,22}$  (азот) является продуктами активации, возникающими вследствие нейтронного облучения натрия первого контура, периоды полураспада  $\text{Na}^{24,22}$  составляют соответственно 15 ч и 2,6 года. Как результат радиоактивность натрия первого контура остается высокой в течение значительного времени после остановки реактора. Касаясь только  $\text{Na}^{24}$ , отметим, что требуется более четырех суток после остановки реактора, прежде чем персонал может находиться вблизи больших количеств натриевого теплоносителя.

Переход к серийному сооружению АЭС с БН осложнено многими неотработанными в промышленном масштабе технологическими процессами и нерешенными вопросами оптимальной организации их ядерного топливного цикла, который должен базироваться на плутонии и может быть только замкнутым с очень коротким (до 1 года) временем внешнего цикла (химическая переработка отработавшего топлива и дистанционно управляемое изготовление свежего топлива).

Удельные капиталовложения в АЭС с БН в настоящее время значительно (1.5-2 раза) превышают удельные капиталовложения в АЭС с реакторами на тепловых нейтронах. Сдерживающее влияние на развитие БН оказывает также пока благополучное положение в мире с ресурсами относительно дешевого урана.

Проект энергоблока с реактором БН-600 разработан без учета требований действующих правил и норм по безопасности. В нем не решены вопросы обеспечения независимости каналов управления и электроснабжения систем безопасности, оснащения ряда



элементов оборудования первого контура страховочными корпусами на случай течи натрия.

Отдельные проблемы и задачи при эксплуатации БН-600 носят общий характер для любых натриевых установок. Одной из них является принципиальная возможность межконтурной неплотности парогенераторов натрий-вода. Для ее решения принята концепция секционного парогенератора (отключается только секция с межконтурной неплотностью, парогенератор остается в работе), обоснованы и применены системы обнаружения течи и защиты от последствий течи натрия. За время эксплуатации было выявлено 12 межконтурных неплотностей.

Другой серьезной проблемой влияющей на безопасность БН-600 являются течи натрия. За время эксплуатации энергоблока произошло 27 течей, пять из них на системах с радиоактивным натрием, 14 сопровождалось горением натрия, пять были вызваны неправильным ведением ремонтных работ или операциями ввода/вывода в ремонт. Количество вытекшего натрия составляло в разных случаях от 0.1 до 1000 кг при среднем 2 кг.

Основными причинами течей натрия являлись для трубопроводов – недостаточная компенсация и дефекты изготовления, для арматуры – конструктивное несовершенство, для системы приемки натрия – фланцевые соединения.

По параметру «воздействие на площадку», как и по параметру «ухудшение эшелонированной защиты». Наиболее серьезным нарушением являлась течь теплоносителя 07.10.93 г. на трубопроводе диаметром 48 мм системы очистки натрия первого контура (1 уровень по INES). Данное событие привело к выходу радиоактивности через вентиляционную трубу.

### **Проект быстрого реактора «БРЕСТ-300».**

В последнее время Минатомом России усиленно проталкивается проект быстрого реактора «БРЕСТ» с топливом UN-PuN и со свинцовым охлаждением.

Стремление руководства атомной отрасли России внедрить проект «БРЕСТ» понятно, как понятно и их стремление как можно быстрее через самый верх внедрить свои намерения. Причем такие увлечения уже проходила атомная энергетика экс-СССР. Академик А.П.Александров с самых высоких трибун декларировал безопасность реакторов типа РБМК, заявляя, что «...их можно строить на Красной площади...». Потом его уверенность без достаточной экспериментальной проверки обернулась Чернобыльской катастрофой.

К настоящему времени в России выполнен 1-й этап технического проекта демонстрационного блока АЭС «БРЕСТ-300» с топливным циклом, завершение которого вместе с основными расчетными и опытными обоснованиями намечено на 2002 г. Планируется сооружение блока на площадке Белоярской АЭС в пределах 2010 г. Затраты на разработку программы НИОКР и сооружения «БРЕСТ-300» с опытным производством

топливного цикла оценены для случая выполнения этой работы Россией около 1 млрд. долл. На основе опыта «БРЕСТ-300» в пределах 2030 г. намечены разработка и сооружение головной АЭС этого типа.

Утверждается, что «БРЕСТ» способен решить все проблемы крупномасштабной ядерной энергетики:

- неограниченное обеспечение ядерным топливом,
- кардинальное решение проблемы нераспространения ядерных материалов,
- естественная безопасность,
- способность обеспечить сжигание радиоактивных элементов
- снятие проблем радиоактивных отходов.

Эти намерения не только не доказаны научными и техническими работами, но и спорны по ряду основных положений.

Ниже приведен только малый перечень наиболее «узких мест» использования свинцовой технологии на быстрых реакторах:

- в большом объеме интегральной схемы «БРЕСТ» не обеспечивается равномерность поддержания кислородного потенциала в узком разрешенном диапазоне (если он будет подтвержден). Чтобы обеспечить работоспособность тепловыделяющих элементов, необходимо найти оптимальное для заданного уровня и диапазона изменения температур содержание кислорода в теплоносителе и стабильно поддерживать его на этом уровне в течение всего срока эксплуатации реакторной установки.
- не обоснована работоспособность конструкционных материалов в свинце при принятой температуре и при высоком облучении нейтронами.
- не изучено влияние облучения в реальных реакторных условиях на поведение в свинце тепловыделяющих элементов и топливной композиции. Сама по себе проблема смешанного нитридного топлива требует значительных усилий и времени для ее разрешения.
- технические решения по переработке топлива находятся на начальной стадии разработки.

И последнее и самое главное.

Декларируемое разработчиками реактора «БРЕСТ» крайне ущербное для обеспечения ядерной и радиационной безопасности АЭС «свойств внутренней самозащищенности реакторной установки» позволили разработчикам проекта существенно сократить площадь территории санитарно-защитной зоны и, соответственно, сократить финансовые и материально – технические затраты на мероприятия по защите населения в случае возникновения запроектной аварии на этом реакторе. Вместе с тем, проектирование АЭС, опирающихся на «свойства внутренней самозащищенности реакторной установки», сводится к созданию более опасных АЭС, по сравнению с тем, если бы в этих проектах не содержалось некоторых послаблений при наличии указанных «свойств...» Соответственно в процессе технического проектирования «БРЕСТ» требуется определить меры и масштабы

территорий для защиты населения в случае возникновения тяжелых аварий в априори без учета указанных выше свойств активной зоны ядерного реактора. Данное обстоятельство существенно увеличит стоимость атомной станции с данным типом реакторной установки.

Самое пагубное на нынешнем этапе существования атомной энергетики России волевым путем объявить какое-то технологическое решение лучшим и главным, бросить на него все силы и средства, оставив все остальные направления без внимания и главным образом без финансирования.

### **Производственные мощности для МОХ-топлива.**

Минатом не заинтересован в строительстве долговременных хранилищ плутония, предлагая хранение в форме, допускающей быстрое его использование в качестве топлива для АЭС. Таким образом, временные хранилища плутония располагаются на площадках, где в дальнейшем будут построены (или уже строятся) заводы по производству уран-плутониевого топлива.

Первый завод, который строится в Челябинске-65 на ПО "Маяк", с проектной мощностью 1,3 тонны плутония, должен быть введен в эксплуатацию, в 2000 году. Проект осуществляется совместно с Францией с 1993 года. Новый завод по производству МОХ-топлива будет пятым по счету на ПО "Маяк".

Первые исследования по использованию плутония в качестве топлива в реакторах на быстрых нейтронах проводились в 60-70-х гг. XX века, при этом было использовано около одной тонны плутония для создания экспериментальных топливных сборок для реакторов типа БН. На сегодня все четыре установки остановлены.

Второй завод по производству МОХ-топлива предполагается построить в Красноярске-26, но проект находится в начальной стадии разработки.

МОХ-топливо будет использоваться на строящейся Южно-Уральской АЭС (расположенной в Челябинске-65), которая будет состоять из трех энергоблоков с реакторами типа БН-800.

Экспериментальное использование плутония в качестве топлива было осуществлено в нескольких реакторах. В экспериментальном реакторе на быстрых нейтронах БР-10 в Физико-энергетическом институте прошли испытания двух активных зон из оксида плутония оружейного состава. В реакторе БОР-60 в Научно-исследовательском институте ядерных реакторов в г.Димитровграде были испытаны и исследованы большие партии ТВЭЛов из смешанного уран-плутониевого топлива, изготовленного по разным технологиям с плутонием различного изотопного состава. Этот реактор был пущен в 1969 году и в течении многих лет работает на смешанном оксидном топливе на основе энергетического плутония. В реакторе БН-350 на Шевченковской АЭС в Казахстане прошли реакторные испытания смешанного топлива, содержащего 350 килограммов оружейного плутония. Реактор был

пущен в 1973 году. К настоящему времени в реакторах БН-350 АЭС в Казахстане и БН-600 Белоярской АЭС испытано около двух тысяч ТВЭЛов на основе плутониевого топлива.

Проект реактора БН-800 Южно-Уральской АЭС рассчитан на использование 2,3 тонн плутония для начальной загрузки и 1,6 тонн для ежегодной подпитки.

### **Производство и технология изготовления таблеточного оксидного уран-плутониевого топлива для твэлов энергетических реакторов. Краткое описание.**

Технология предусматривает два варианта подготовки топлива для изготовления таблеток:

- путем механического смешивания исходных порошков диоксидов урана и плутония;
- путем изготовления таблеток из химически соосажденных порошков  $(U,Pu)O_2$  в присутствии поверхностно-активных веществ.

### **Основные технические характеристики.**

В первом варианте применен смешивающий аппарат, что позволило сократить время смешивания с 16 - 24 ч до нескольких минут при одновременным измельчении и уплотнении частиц порошка. Этот вариант обеспечивает получение гомогенной структуры таблеток с повышенной плотностью.

По второму варианту производится соосаждение солей урана и плутония из раствора с образованием малопылящих гранул.

При прессовании таблеток применена сухая связка - стеарат цинка, что позволило существенно улучшить технологический процесс и повысить качество таблеток.

В настоящее время рассматривается возможность строительства установки промежуточной производительности для обеспечения МОХ-топливом 8-ми реакторов типа ВВЭР-1000 и быстрых реакторов БН-600 и БН-800. Установка проектируется на основе опыта, технологии и оборудования по производству МОХ-топлива в г.Ханау (Германия). При масштабе производства ~ 1 тонны по плутонию в год стоимость МОХ-топлива почти вдвое превышает стоимость уранового топлива. Возможности по созданию долговременного МОХ-производства на основе установки ограничены, в основном, из-за малого ресурса основного оборудования. Для обеспечения экономичности эффективного использования такой установки в программе должны быть осуществлены дополнительные мероприятия по повышению ее производительности и увеличению ресурса.

### **Использование МОХ-топлива. Нераспространение ядерных материалов.**

Минатом России разворачивает работы по утилизации российского плутония, извлекаемого из ядерного оружия, и использованию его в виде МОХ - топлива для реакторов различного типа, в том числе для использования в быстрых реакторах.

В связи с предстоящим переходом от ограниченного использования технологий обращения с плутонием, извлекаемым из боеприпасов, к крупномасштабным работам по разборке боеприпасов, растворению плутония, конструированию и изготовлению МОХ-

топлива, его промышленному использованию на АЭС с реакторами типа ВВЭР и БН, обращению с отработавшим МОХ-топливом и образующимися при этом РАО, а также к регулярным перевозкам плутоний - содержащих материалов, необходимо сразу отметить, что:

- федеральные нормы и правила обеспечения ядерной и радиационной безопасности при реализации перечисленных работ отсутствуют;
- ведомственная нормативная база не может быть использована, так как носит закрытый характер («секретно» и «совершенно секретно») и охватывает узкий круг технологий оружейного характера, не предусматривавших использование оружейного плутония в качестве компонента топлива АЭС;
- вопрос обеспечения ядерной и радиационной безопасности при утилизации плутония (в том числе, контроль состояния защиты персонала, населения, окружающей среды) изучен недостаточно. Особого внимания требует вопрос об обращении с радиоактивными отходами, содержащими соединения оружейного плутония.

В таблицах 19, 20 приведены радиационные характеристики необлученных ТВС БН-600 с различными видами топлива и радиационные характеристики отработавших ТВС БН-600 соответственно.

Таблица 19

Топливо	Интенсивность излучения, с <sup>-1</sup>	
	нейтронного	Гамма-излучение
UO <sub>2</sub>	4.8 * 10 <sup>2</sup>	2.9 * 10 <sup>9</sup>
Смешанное:	6.7 * 10 <sup>5</sup>	1.1 * 10 <sup>12</sup>
оружейный плутоний	3.6 * 10 <sup>6</sup>	7.6 * 10 <sup>12</sup>
энергетический плутоний		

Таблица 20

Топливо	Интенсивность излучения, с <sup>-1</sup>	
	нейтронного	Гамма-излучение
UO <sub>2</sub>	1.2 * 10 <sup>5</sup>	4.52 * 10 <sup>14</sup>
Смешанное (оружейный плутоний)	1.3 * 10 <sup>6</sup>	5.17 * 10 <sup>12</sup>

Из выступления В.Михайлова на заседании РАН: «...Оружейный плутоний получен с колоссальными затратами труда. Он в 4 раза дороже 90-процентного урана-235...

...стоимость вырабатываемого ими электричества достаточно высока, причем 1 кВт • ч, полученный на реакторе на быстрых нейтронах, в 2 раза дороже по сравнению с легководным...

...1% плутония-240 в 1 кг материала дает 10<sup>4</sup> нейтронов в секунду. Работа с промышленным плутонием, в том числе изготовление топлива, перевозка и т.д., очень сложна».

На пути использования МОХ-топлива в реакторах существует экономические препятствия.

МОХ-топливо дороже топлива из обогащенного урана. В чем причина высокой стоимости плутониевого топлива (которая остается таковой даже в предположении что переработка топлива производится бесплатно) ? Прежде всего в обилии на мировом рынке дешевого природного урана и дешевизна и доступность его обогащения. Эти два фактора приводят к тому, что стоимость обогащенного урана достаточно низка. Если предположить, что стоимость природного урана составляет 40 \$ за 1 кг и стоимость обогащения – 100 \$ за единицу разделительных работ (ЕРР), то обогащенный уран будет стоить около 1100 \$ за кг. Цена же производства топливных элементов с МОХ-топливом оказывается заметно выше. Минимальная стоимость производства 1 кг МОХ-топлива составляет 1300-1600 \$. На практике стоимость оказывается еще выше. Стоимость МОХ-топлива еще более возрастает при включении в нее стоимости осуществления мероприятий по обеспечению безопасности хранения и транспортировки плутония, которая заметно выше аналогичной стоимости для уранового топлива.

В таблице 21 приведены отечественные расчеты о стоимости стандартной урановой ТВС РБМК, там же для сравнения приведены аналогичные данные о стоимости стандартной урановой ТВС легководного реактора и эквивалентной ей по энерговыработке ТВС со смешанным уран-плутониевым топливом легководного реактора. Расчет выполнен на основе современных мировых цен по регенерации отработавшего ядерного топлива, изготовлению таких ТВС.

Таблица 21

**Стоимость смешанного уран-плутониевого топлива, долл/кг тяж.ат.**

Затраты	Обогащенный уран	Смешанное топливо*
<b>ТВС РБМК</b>		
Природный уран	200	-
Обогащение урана до 2.4 % по U <sup>235</sup>	250	-
Выделение плутония из ОЯТ**	-	5600
	-	7*800 долл/кг тяж.ат
		140 (7*20 долл/кг урана)
Коммерциализация регенерированного урана (обогащение 0.65 % по U <sup>235</sup> )	200	1300
Изготовление ТВС	650	6760
Всего		
<b>ТВС ВВЭР</b>		
Природный уран	400	-
Обогащение урана (4.4 % по U <sup>235</sup> )	600	-
Выделение плутония из ОЯТ**	-	5600
	-	7*800 долл/кг тяж.ат
		420
		(7*60 долл/кг урана)
Коммерциализация регенерированного урана (обогащение 1.2 % по U <sup>235</sup> )	300	1300
	1300	6480

Изготовление ТВС Всего		
---------------------------	--	--

Примечание: \*Энергетический плутоний; \*\*на 1 кг смешанного требуется 7 кг ОЯТ

Как следует из таблицы 21, стоимость ТВС РМБК и соответственно выработанной электроэнергии примерно в 10 раз больше стоимости эквивалентной ей по энерговыработке стандартной урановой ТВС. Основной вклад в стоимость ТВС со смешанным уран-плутониевым топливом вносят затраты на выделение плутония из ОЯТ. Поэтому стоимость ТВС, изготавливаемой из урана и плутония, который выделен из ОЯТ легководного реактора с более высокой концентрацией плутония в нем, будет превышать стоимость стандартного уранового топлива в меньшее число (5 раз). Затраты на хранение урановых ОТВС, отсутствующие в случае переработки ОЯТ, немного уменьшат указанные соотношения (до 8 для РМБК и четырех для легководных реакторов).

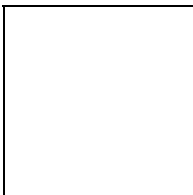
Стоимость начальных загрузок быстрых реакторов будущего, оцененная на основе данных таблицы 14, может достичь 800 млн.долл. на блок (примерно 4 т делящегося плутония на 1 ГВт).

Согласно расчетам выполненным Национальной Академией наук (НАН) США в 1995 г., стоимость переработки и производства реакторного топлива на базе низкообогащенного оксида урана (с обогащением 4,4 процента) в 1400 долл. за 1 кг в ценах 1992 г., при условии, что цена 1 кг природного урана составляет 55 долл. за 1 кг.. Стоимость производства МОХ-топлива, даже при условии наличия бесплатного плутония (т.е. извлеченного из избыточных ядерных боезарядов) составит 1900 долл. за 1 кг в ценах 1992 г., исключая налоги и страховку. Более высокая стоимость МОХ-топлива означает, что ежегодные затраты на полную загрузку реактора мощностью в 1000 МВт данным видом топлива будут на 15 млн.долл. выше, чем на урановое топливо для реактора аналогичной мощности. В течение всего срока эксплуатации реактора разница между МОХ - и урановым топливом будет выше на 450 млн. долл. (в ценах 1992 г.), даже если плутоний будет бесплатным. Это эквивалентно примерно 500 млн.долл. в ценах 1995 г.. Стоимость утилизации отработавшего МОХ-топлива также, вероятно, будет выше стоимости утилизации уранового топлива, поскольку оно более радиоактивно и содержит вдвое-втрое большее количество остаточного плутония.

Ясно, что до тех пор, пока цены на уран относительно низки, использование МОХ-топлива нерентабельно даже при наиболее благоприятных условиях: когда сам плутоний бесплатен, а цены на уран превышают нынешние рыночные цены "spot". Разница в стоимости еще более увеличится, если принять во внимание затраты на репроцессинг, так как он потребует в течение всего срока эксплуатации реактора выделения дополнительно сотен миллионов долларов на каждый реактор.

Как отметила НАН США в докладе 1994 г., тот факт, что плутоний представляет собой энергетическую ценность с физической точки зрения, не означает его экономическую

рентабельность. Нефть, содержащаяся в сланцах, также физически можно использовать в качестве топлива. Но стоимость ее извлечения по сравнению с затратами на добычу нефти из обычных месторождений не позволяет использовать ее, как и плутоний, в качестве экономически выгодного источника энергии. Кроме того, плутоний представляет угрозу с точки зрения распространения ядерного оружия, что также сопряжено со значительными убытками, хотя их и трудно измерить.



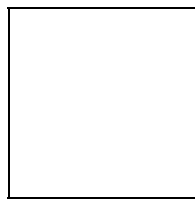
**Фото 1. Панорама Белоярской АЭС**

Энергетический плутоний и имеет другой изотопный состав по сравнению с оружейным, однако его можно использовать в ядерном взрывном устройстве, как это было продемонстрировано Комиссией по атомной энергии Соединенных Штатов в ходе успешного ядерного испытания, проведенного в 1962 г. Продолжающийся репроцессинг и использование плутония несут двоякую угрозу. Во-первых, растущие запасы коммерческого наработанного плутония подрывают международно-правовые обязательства по разоружению. Даже если он ведется в коммерческих целях, репроцессинг плутония может восприниматься как создание дополнительных запасов оружейных материалов. В краткосрочной перспективе это может подорвать эффективные глобальные переговоры по прекращению производства расщепляющихся материалов, а в долгосрочном плане – «Договор о нераспространении ядерного оружия», согласно статье VI которого государства-участники приняли обязательство вести переговоры в духе доброй воли по выработке эффективных мер по скорейшему прекращению гонки вооружений и ядерному разоружению.

Другая опасность заключается в проникновении плутония на черный рынок. Энергетическая стоимость плутония определяется ценой на уран. Предполагая, что цена 1 кг урана составляет 40 долл., стоимость 1 кг урана-235 достигает 5600 долл. Поскольку выделение энергии на единицу распада у плутония-239 и урана-235 примерно одинаково, теоретическая цена расщепляющегося плутония эквивалентна примерно 5600 долл. за 1 кг. Реакторный плутоний также содержит нерасщепляющиеся изотопы, что снижает цену до 4400 долл. за 1 кг. От 6 до 10 кг реакторного плутония достаточно для создания ядерной бомбы, что определяет ее цену в плутониевом эквиваленте от 26400 до 44000 долл. Однако ценность плутония на потенциальном черном рынке, где основным стимулом выступает приобретение доступа к ядерному оружию, несомненно, намного превышает приведенные оценки. Опасность проникновения плутония на черный рынок особенно остра в России, где угроза несанкционированного использования возрастает в связи с ослаблением



централизованного контроля в сочетании с ростом организованной преступности и трудным экономическим положением.



**Рис. 7. Схема производства и «сжигания» МОХ-топлива в быстрых реакторах.**

На рис.7 представлена схема производства и «сжигания» МОХ-топлива. Утилизация же плутония в реакторах на быстрых нейтронах происходит путем «сжигания» его в активной зоне, что превращает реактор из производителя плутония в его потребитель (необходимо принять во внимание, что это вовсе не означает, что потребляется весь плутоний: в отработанном топливе его содержится лишь немного меньше, чем в свежем). С точки зрения ядерного распространения одна из проблем, связанных с бридерами состоит в том, что ядерные материалы, входящие в ядерное топливо, могут быть использованы снова, что позволит использовать эти реакторы для производства большего количества плутония, включая оружейный.

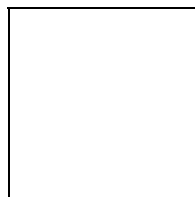
Концентрация плутония в МОХ-топливе для бридеров существенно выше, чем для легководных реакторов. В целях утилизации плутония Минатом РФ предлагает построить еще два реактора на Южно-Уральской АЭС.

Минатом РФ утверждает, что реакторы БН-800 могут полностью работать на МОХ-топливе. Так согласно Совместному российско-американскому исследованию, они способны на утилизацию 50 т плутония в течение 30 лет. Однако учитывая серьезность данной проблемы, необходимо провести новые и независимые исследования по этому вопросу.

### **Состояние работ по использованию МОХ-топлива на АЭС с реакторами типа ВВЭР-1000.**

В настоящее время в России имеется 8 действующих и 2 строящихся реактора ВВЭР-1000, расположенных на площадках четырех АЭС в европейской части России.

### **Некоторые статистические данные безопасности российских АЭС. Аварии и инциденты на АЭС с ядерными реакторами ВВЭР-1000.**



**Фото 2. Панорама Балаковской АЭС**

Таблица 22

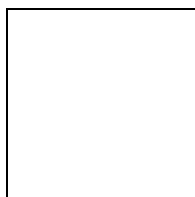
### **Атомные электростанции расположенные на территории России.**

№№ п/п	АЭС	Номер энергоблока АЭС и тип реактора
-----------	-----	--------------------------------------

		1	2	3	4	5
1	Балаковская АЭС	ВВЭР 1000	ВВЭР 1000	ВВЭР 1000	ВВЭР 1000	
2	Белоярская АЭС	АМБ 100	АМБ 200	БН 600	БН 800	
3	Билибинская АЭС	ЭГП 6	ЭГП 6	ЭГП 6	ЭГП 6	
4	Калининская АЭС	ВВЭР 1000	ВВЭР 1000	ВВЭР 1000		
5	Кольская АЭС	ВВЭР 440	ВВЭР 440	ВВЭР 440	ВВЭР 440	
6	Курская АЭС	РБМК 1000	РБМК 1000	РБМК 1000	РБМК 1000	РБМК 1000
7	Ленинградская АЭС	РБМК 1000	РБМК 1000	РБМК 1000	РБМК 1000	
8	Нововоронежская АЭС	ВВЭР 210	ВВЭР 365	ВВЭР 440	ВВЭР 440	ВВЭР 1000
9	Смоленская АЭС	РБМК 1000	РБМК 1000	РБМК 1000		
10	Волгодонская АЭС	ВВЭР 1000	ВВЭР 1000			

Примечание: 1 и 2 энергоблоки Белоярской и Нововоронежской АЭС находятся в стадии снятия с эксплуатации. Энергоблоки: 5 бл. Курской АЭС, 3 бл. Калининской АЭС, 2 бл. Волгодонской АЭС и 4 бл. Белоярской АЭС находится в стадии строительства.

**За период с 01.01.91 г. по 31.12.2000 г. на российских АЭС произошло 1187 нарушений в их работе.**



**Диаграмма 2. Распределение инцидентов на АЭС России за период с 01.01.91 г. по 31.12.2000 г**

*Таблица 23*

АЭС	1991	1992	1993	1994	1995	1996	1997	1998	1999	2000
БалАЭС	50	69	36	24	10	4	5	5	6	5
БелАЭС	1	2	1	1	4	2	0	0	2	1
БилАЭС	7	8	8	7	8	2	8	11	4	2
НВАЭС	14	29	32	27	19	17	21	10	15	15
КолАЭС	25	35	44	38	20	19	7	10	11	1

КлнАЭС	17	14	7	8	11	11	10	9	6	5
ЛенАЭС	19	14	14	5	4	11	4	8	9	14
КурАЭС	20	17	16	10	11	14	14	26	21	19
СмоАЭС	11	12	13	8	12	8	10	23	16	7
<b>Итого:</b>	<b>164</b>	<b>200</b>	<b>171</b>	<b>126</b>	<b>99</b>	<b>88</b>	<b>79</b>	<b>102</b>	<b>90</b>	<b>69</b>

Диаграмма 3. Распределение инцидентов по атомным станциям за период  
01.01.91 г. по 31.12.2000 г

**Распределение отказов по типу оборудования**

Таблица 24

ТИП ОБОРУДОВАНИЯ	1992	1993	1994	1995	1996	1997	1998	1999	2000
Электро-техническое (ЭТО)	48	50	33	24	23	22	25	31	8
Тепломеханическое (ТМО)	75	92	46	45	84	34	53	46	33
Электронное (ЭЛО)	55	15	23	8	11	8	2	11	10
Контрольно-измерительное (КИП)	17	8	19	12	8	1	4	5	2
Прочие	11	4	19	10	8	4	7	9	-

Диаграмма 4. Распределение отказов по типу оборудования

**Основные конкретные причины нарушений в работе АЭС.**

Таблица 25

ПРИЧИНЫ НАРУШЕНИЙ В РАБОТЕ АЭС	1992	1993	1994	1995	1996	1997	1998	1999	2000
Административное Управление (АУ)	64	64	32	32	43	8	7	45	29
Изготовление оборудование (ИЗ)	23	20	21	8	9	5	7	6	10
Проектирование и конструирование (ПиК)	43	44	22	17	19	9	11	19	24
Ремонт (Р)	14	9	8	3	3	2	3	4	5
Прочие	56	34	43	40	23	4	7	16	1

Диаграмма 5. Основные конкретные причины нарушений в работе АЭС.

**Распределение отказов по типу реакторной установки  
(в процентах от общего количества отказов)**

Таблица 26

ТИП РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ	1992	1993	1994	1995	1996	1997	1998	1999	2000
ВВЭР-440	27	32	39	26	33	18	16	18	16
ВВЭР-1000	46	37	38	35	35	37	18	20	22
РБМК-1000	22	25	17	27	32	35	55	46	58
ЭГП-6	4	5	6	8	2	10	11	4	3

БН-600	1	1	1	4	2	0	0	2	1
<div style="border: 1px solid black; width: 100px; height: 100px; margin: 0 auto;"></div>									

**Диаграмма 6. Распределение отказов по типу реакторной установки.**

### **АЭС с реакторной установкой ВВЭР-1000**

Реактор ВВЭР-1000 представляет собой следующее поколение легководных реакторов большой мощности. Электрическая мощность энергоблоков составляет 1000 МВт. Реактор состоит из корпуса, верхнего блока, внутрикорпусных устройств и активной зоны. Технические характеристики ВВЭР-1000 приведены в таблице 20.

Корпус с верхним блоком представляет собой сосуд под давлением с размещенным в нем внутрикорпусными устройствами и активной зоной. Активную зону реактора охлаждают четыре петли с теплоносителем.

Для предотвращения перегрева топлива в случае обезвоживания активной зоны смонтирована система, позволяющая быстро залить активную зону водным раствором борной кислоты. При этом не только охлаждаемая сама активная зона, но в результате попадания бора прекращается цепная реакция. Активная зона состоит из 163 ТВС шестигранной формы с твэлами. В 61 ТВС установлены органы регулирования реактора, каждый состоит из 18 поглощающих элементов. В таблице 27 приведены основные технические характеристики ядерного реактора ВВЭР-1000.

*Таблица 27*

#### ***Основные технические характеристики ядерного реактора ВВЭР-1000***

Параметр	Значение
Мощность тепловая номинальная, МВт	3000
Продолжительность работы между перегрузками топлива, месяц	12
Внутренний диаметр корпуса реактора, м	4.136
Количество насосов первого контура, шт.	4
Давление теплоносителя первого контура, МПа	15.7
Общий расход теплоносителя первого контура, м <sup>3</sup> /час	84800
Температура теплоносителя первого контура на входе в реактор, °С	290
Температура теплоносителя первого контура на выходе из реактора, °С	320
Количество парогенераторов, шт.	4
Давление пара, МПа	6.27
Температура пара, °С	278.5

Паропроизводительность, т/час	1470
Количество гидроемкостей системы аварийного охлаждения, шт.	4
Количество высоконапорных насосов системы аварийного охлаждения, шт.	3
Количество низконапорных насосов системы аварийного охлаждения, шт.	3
Количество генераторов надежного электропитания, шт.	3

### **Технические недостатки реакторов типа ВВЭР**

Водо-водяные реакторы в принципе не могут быть достаточно безопасными.

Если в I контуре реактора типа ВВЭР происходит неконтролируемая течь воды (в таких реакторах вода является замедлителем нейтронов и теплоносителем), или она по другим причинам перестает циркулировать в системе охлаждения, то возможно с определенной степенью вероятности утверждать, что произойдет разрушение активной зоны и последующий выход радиоактивных продуктов. А гарантии, что не произойдет разгерметизация системы и теплоноситель не перестанет охлаждать активную зону, как показывает практика, никто не в состоянии дать.

Ниже приведен только неполный перечень причин аварийных ситуаций, возможных на водоохлаждаемых реакторах:

- при потере герметичности тепловыделяющих элементов продукты деления выходят в теплоноситель, при этом повышается радиоактивность первого контура. Для справки: для реакторов типа В-230, В-179 средняя доля разгерметизации составляет  $3.5 \times 10^{-5}$ . Для реакторов типа В-1000 средний уровень разгерметизации по АЭС России составляет  $2.5 \times 10^{-5}$ , а по АЭС Украины  $6.8 \times 10^{-5}$ . Общее число выгруженных ТВС в ВВЭР-1000 (по всем блокам) составляет 1798 шт. Число ОТВС призванных негерметичными по методике КГО – новой (18), старой (53). Примечание: по старым нормам негерметичными считались ТВС, активность которых в пенале КГО на  $3 \sigma$  превышает фон. По новым нормам, кроме указанного условия активность ТВС должна превышать  $1 \times 10^{-6}$  Ки/кг;
- под воздействием ионизирующего излучения вода разлагается на кислород и водород. При определенном соотношении эта смесь образует гремучий газ и поэтому на водоохлаждаемой АЭС всегда остается опасность возникновения химического взрыва (Калининская АЭС, 1990 г. разрушение внутрикорпусных устройств реактора);
- по самым разным причинам может возникнуть интенсивное парообразование в первом контуре и произойти паровой взрыв; энергии при этом будет достаточно, чтобы сбросить крышку реактора или разрушить первый контур;
- в конструкционных материалах стенок корпуса реактора и трубопроводов неизбежно возникают трещины, развитие которых может привести к аварии.

- известно, что большая часть аварий на АЭС происходит в результате ошибок или несанкционированных инструкциями действий персонала.
- на АЭС с реактором типа ВВЭР не предусмотрено достаточно надежное предотвращение осушения активной зоны при разрыве, какого либо элемента первого контура.
- остается проблема отказа систем САОЗ по общей причине из-за неоднократных переносов сроков реализации мероприятий по замене теплоизоляции оборудования и трубопроводов, расположенных в гермообъеме, и/или по установке защиты прямиков (фильтров) на входе насосов аварийного охлаждения активной зоны для АЭС с ВВЭР.

На четырех атомных электростанциях России с ВВЭР-1000 эксплуатируется 8 энергоблоков. Характеризуя состояние безопасности действующих атомных станций с ВВЭР, можно отметить, что эксплуатация их осуществляется в соответствии с требованиями правил и норм по безопасности, которые были заложены на период их создания и реализованы в соответствующих проектах, но на настоящий момент ни одна из станций не отвечает современным требованиям безопасности в полной мере.

На сегодня ни одна из действующих АЭС не имеет процедурно законченного обоснования безопасности, содержащего выводы о состоянии безопасности и анализ возможных последствий нарушений эксплуатации энергоблоков.

Кроме этого, необходимо отметить, что отечественные активные зоны ВВЭР-1000 уступают западным аналогам по своим экономическим показателям.

Главными факторами, являются:

- использование в качестве конструкционного материала для дистанционирующих решеток и направляющих каналов нержавеющей стали (около 2 т в активной зоне ВВЭР-1000);
- применение в активной зоне для компенсации избыточной реактивности стреловой выгорающего поглотителя (ВВЭР-1000) или топливных компенсаторов (ВВЭР-440) в отличие от введенного в топливо поглотителя нейтронов, используемого в большинстве PWR;
- значительная утечка нейтронов вследствие неоптимальной схемы перегрузок топлива;
- использование сплавов циркония с высоким содержанием гафния.

На сегодня, имеются проблемы, связанные с обеспечением безопасности на АЭС с ВВЭР-1000, основными из которых являются:

- проблема выработки ресурса оборудования систем, важных для безопасности, отсутствие утвержденных методик по управлению ресурсными характеристиками оборудования;
- снижение темпов модернизации объектов использования атомной энергии, увеличение количества мероприятий по повышению безопасности, сроки выполнения которых переносятся из года в год;

- недостаточен прогресс работ по обоснованию возможности продления срока службы блоков АЭС первого поколения;
- проблема обращения с радиоактивными отходами, медленные темпы внедрения современных технологий их переработки;
- проблема обращения с отработавшим ядерным топливом, связанная с хранением и низких темпов вывоза его с АЭС;
- превышение времени падения и застревание ОР СУЗ;
- разрывы мембраны предохранительного устройства СПП;
- отказы насосов аварийного и планового расхолаживания;
- нарушения водно-химического режима.

Кроме этого, целый ряд нарушений повторяется из года в год из-за недостаточности корректирующих мер и финансирования работ по их реализации.

Анализ непосредственных причин нарушений в работе АЭС показал, что более 70 % всех причин приходится на механическое повреждение элементов оборудования, из них 65 % - коррозионные дефекты сварных соединений различных трубопроводов, остальные дефекты обусловлены усталостным разрушением, деформацией стержней, штанг, износом и истощением ресурса.

Другую группу большую группу причин (около 20 %), составляют неисправности в электротехнической части: нарушение изоляции, короткое замыкание, обрыв цепи, внутренние повреждения, помехи, наводки.

На причины, обусловленные «человеческим фактором» - неправильными действиями персонала, приходится 6 % всех причин.

### **Балаковская АЭС**

Ниже приведены описания наиболее серьезных инцидентов происшедших на этой АЭС:

- в результате халатных действий персонала станции в 1985 году при испытании первого блока без загрузки топлива ("горячая обкатка") произошел разрыв трубопровода. Погибло 13 человек;
- в течение 1987-1991 гг. происходил массовый выход из строя парогенераторов АЭС;
- в первом квартале 1997 г. на АЭС вследствие повреждение парогенераторов энергоблока № 2 привело к локальному загрязнению кровли машинного зала общей площадью около 30 м<sup>2</sup> выше контрольного уровня (до 180 мкР/ч);
- 26.06.93 г. произошло затирание одиннадцати органов регулирования (ОР) системы управления и защиты (СУЗ) при испытании активной защиты во время останова 2-ого энергоблока Балаковской АЭС на ремонт (ППР). Энергоблок находился в состоянии "горячего" останова перед выводом в ППР. Температура I-ого контура 280 С<sup>0</sup>, давление 160 кгс/см<sup>2</sup>, концентрация бора составляла 16 г/л. При проведении испытаний по сбросу

активной защиты произошло застревание в промежуточных положениях в нижних зонах одиннадцати ОР СУЗ. По шкале INES событие соответствует уровню 2.

- 18.06.95 г. и 14.05.95 г. на блоке № 1 при проведении испытаний ОР СУЗ выявлено превышение проектной величины времени падения ОР СУЗ в режиме АЗ в результате искривления каналов ПС СУЗ вызванное конструкторскими недоработками. Уровень события 1;

- 19.03.97 г. перед остановом на блока № 1 в текущий ремонт проверялась работоспособность ОР СУЗ. При этом было установлено время падения трех ОР СУЗ более 4 сек (проектное время 4 сек). Были нарушены условия безопасной эксплуатации энергоблока. Уровень по шкале 1.

### **Нововоронежская АЭС**

Ниже приведены описания наиболее серьезных инцидентов происшедших на этой АЭС:

- На блоке № 5 01.11.96 г. на номинальном уровне мощности проверялась система безопасности СБ-1. При проверке на рециркуляцию спринклерного насоса из-за недозакрытой задвижки на его напоре были залиты водой кабельные разъемы системы управления и защиты реактора и системы внутрореакторного контроля, что привело к появлению ложной информации о состоянии РУ. Блок был остановлен и выведен в ремонт. Уровень по шкале 1;

- блок 5, 01.11.98 г. – при работе блока на мощности обнаружен выход пара из-под теплоизоляции горячего коллектора парогенератора. После демонтажа теплоизоляции было выявлено парение в районе сварного шва приварки горячего коллектора к патрубку Ду1200 парогенератора. По результатам капиллярного контроля обнаружены две трещины длиной 12 и 3 мм в металле сварного шва. Уровень события по шкале INES -1. Причины события совместное воздействие в зоне разрушения технологических остаточных напряжений изготовления, циклических нагрузок, возникших в процессе длительной эксплуатации с влиянием коррозионно-активной среды (отклонение от требований конструкторской документации при изготовлении).

### **Калининская АЭС**

Ниже приведены описания наиболее серьезных инцидентов происшедших на этой АЭС:

- 06.01.90 г. имело место ухудшение радиационной обстановки на блоке N 1. Через быстродействующее редуцирующее устройство - атмосфера (БРУ-А) парогенератора N 4 (ПГ-4), произошел пролив воды II контура на крышу деаэрационной этажерки и частично на крыши машинного зала и спецкорпуса в количестве около 20 м<sup>3</sup> с удельной активностью 3,0\*10 Ки/л. Основная часть воды по ливневодам поступила в общий коллектор пожарно-ливневой канализации (ПЛК) и далее в сбросной канал оз.Песьво, а часть просочилась внутрь помещений. Значения экспозиционной мощности дозы колебались от 0,1 до 1,3



млР/час, измерения проводилось вплотную к поверхности, плотность потока бета-частиц достигала до 1500 бета-частиц/(см мин). Переоблучения персонала выше предельно допустимых норм не было. Данное радиоактивное загрязнение произошло по вине руководящего и оперативного персонала АЭС;

- 01.07.92 г. при проведении земляных работ по разработке котлована для сооружения расширяемой части спецкорпуса 1-ой очереди было обнаружено локальное радиоактивное загрязнение участка территории, примыкающей к спецкорпусу. Основная причина этого загрязнения – низкое качество работ и приемки строительных работ;
- в 1994 г. при проведении ремонтных работ два человека превысили предельно допустимую дозу облучения (5 бэр), а двое других – контрольный уровень облучения (3 бэр).
- 14.05.95 г. на блоке № 1 при проведении испытаний ОР СУЗ выявлено превышение проектной величины времени падения ОР СУЗ в режиме АЗ в результате искривления каналов СУЗ вызванное конструкторскими недоработками. Уровень события 1;
- 15.02.97 г. на блоке № 2 при проведении испытаний ОР СУЗ выявлено превышение проектной величины времени падения ОР СУЗ в режиме АЗ в результате искривления каналов СУЗ вызванное конструкторскими недоработками. Уровень события 1.

#### **Планы использования МОХ-топлива на АЭС с реакторами ВВЭР-1000.**

Согласно планам Минатома в каждом из них может быть потреблено от 250 до 280 кг плутония в год. На данный момент проводится НИОКР по внедрению МОХ-топлива на основе оружейного плутония на АЭС с реакторами ВВЭР-1000 и продлению срока эксплуатации реакторов ВВЭР-1000. Статус работ и результаты экономического анализа по этим реакторам приведены в таблицах 28,29

Таблица 28

#### ***Основные характеристики реакторов***

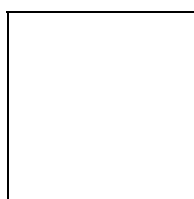
Реактор	Потребление плутония.	Статус работ по обоснованию возможности использования МОХ-топлива.	Примечание.
БОР-60 (действующий)	30-50 кг/год	Обосновано, 18-летний опыт эксплуатации.	Ведется разработка программы возобновления использования МОХ-топлива.
БН-600 (действующий)	60-70 кг/год (18 ТВС) 240 кг/год (гибридная АЗ) 1100 кг/год (100 % МОХ)	Обосновано, имеется лицензия. Ведется разработка техпроекта. Ведутся физические расчеты.	Перевод на гибридную активную зону утвержден в Минатоме РФ (январь 1997 г.) Стоимость – 60 млн.USD.
БН-800 (строящийся)	1650 кг/год (100 % МОХ)	Проект, лицензирован на строительство.	Строительство на площадке БелАЭС или ЮУАЭС. Полная стоимость – 1.45 млрд.USD.
ВВЭР-1000 (8 действующих и 2 строящихся).	250-280 кг/год (на 1 ВВЭР-1000, 30 % МОХ)	НИОКР	НИОКР по внедрению МОХ-топлива утверждена программа в Минатоме РФ

			(январь 1998 г.) Полная стоимость НИОКР – 75 млн.USD.
--	--	--	---

Таблица 29

**Основные характеристики утилизации 50 т избыточного оружейного плутония в ядерной энергетике России**

Производство МОХ-топлива на основе оружейного плутония.	Комплекс-300		Пилотная установка.
Реакторы – потребители МОХ-топлива	1 БН-600 и 1 БН-800 (сценарий 1)	До 10 ВВЭР-1000 (сценарий 2)	1 БН-600 и 4 ВВЭР-1000
Срок утилизации 50 тонн оружейного плутония	2033	2032	2050
Полные затраты, млн.USD, в том числе на утилизацию плутония, USD, млн.	1600-1700 600-700	1800-2200 600-1000	1100-1600 1100-1600
Число вовлеченных площадок АЭС Наличие плутониевой инфраструктуры на площадках АЭС	2 БН-800 Запроектирована БН-600 Имеется	5 Нет	5 БН-600 имеется ВВЭР-1000 нет
Перевозки плутония, Рц-км/год	330	5070	1670
Число реакторо-лет	53	187	187
Техническая обоснованность	Подтверждена	Требуется НИОКР	
Социально-общественная приемлемость	Согласие региональных властей имеется	Требуется выяснение	
Доля реакторов с МОХ-топливом в полной установленной мощности АЭС (28 ГВт эл.)	~ 5 %	~35 %	~ 16 %



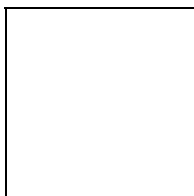
**Рис. 8. Принципиальная схема АЭС с ВВЭР-1000**

В программе Минатома РФ по утилизации оружейного плутония не учтены следующие затраты:

- ❖ на международный контроль и мониторинг (будет зависеть от числа площадок и объема перевозок);
- ❖ на лицензирование строительства, модернизацию и эксплуатацию реакторов и установок по производству МОХ-топлива;
- ❖ на продление сроков эксплуатации БН-600 и ВВЭР-1000 с МОХ-топливом;
- ❖ на модернизацию хранилищ отработанного ядерного топлива для обеспечения безопасного хранения отработанного МОХ-топлива или/и строительство новых;

❖ на удорожание производства уранового топлива из-за замещения части уранового производства на производство МОХ-топлива.

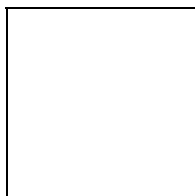
В настоящее время программа энергетического использования высвобождаемого оружейного плутония является затратной, такой она останется в течении ближайших десятилетий. Основные причины – отсутствие производства МОХ-топлива с производительностью 2 тонны по плутонию в год и более, а также наличие значительных количеств сравнительно дешевого уранового топлива.



**Рис. 9. Разрез реактора ВВЭР-1000**

1 - верхний блок; 2 - привод СУЗ; 3 - шпилька; 4 - труба для загрузки; 5 - уплотнение; 6 - корпус реактора; 7 - блок защитных труб; 8 - шахта; 9 - выгородка; 10 - топливные сборки  
**а** – теплоизоляция реактора; **б** - крышка реактора; **с** - регулирующие стержни; **д** - топливные стержни

Для реализации программы Минатома РФ требуется источник финансирования, внешний по отношению к России. При отсутствии внешнего финансирования в достаточном объеме, в России будут продолжены мало-масштабные работы с использованием плутония по развитию технологий замкнутого топливного цикла в атомной энергетике и реакторов на быстрых нейтронах.



**Рис. 10. Разрез герметичной оболочки реакторного отделения.**

**1 – горизонтальный парогенератор, 2 – главный циркуляционный насос, 3 - железобетонная оболочка, 4 – кран, 5 – верхний блок реактора, 6 – корпус реактора.**

К проблемам использования МОХ-топлива на действующих АЭС с реакторами типа ВВЭР-1000 нужно отнести следующие:

А. Работы по расчетно-экспериментальному обоснованию возможности использования смешанного уран-плутониевого топлива в России только разворачиваются. Ни один из тепловых реакторов (а к ним и относятся реакторы ВВЭР-1000) не проектировался с учетом возможности использования такого топлива. Показатели безопасности действующих ВВЭР даже на урановом топливе не удовлетворяют перспективным требованиям, предъявляемым к показателям реакторов повышенной безопасности нового поколения. В силу этого вопрос о лицензировании возможности замены части урановых ТВС в действующих реакторах типа ВВЭР на ТВС со смешанным уран-

плутониевым топливом, приводящим к некоторому ухудшению показателей безопасности, вызывает определенные сомнения. Кроме этого, при ориентировании на ВВЭР, например, с полной загрузкой такого топлива для утилизации оружейного плутония потребовалось бы в 2 раза больше таких реакторов, чем быстрых такой же мощности. Это обусловлено различиями в годовом расходе плутония на изготовление топлива для ВВЭР и быстрых. При ограничении доли смешанного топлива 1/3 загрузки активной зоны (как, например, во французских АЭС) требуемое число ВВЭР возрастает в 6 раз по сравнению с быстрыми.

- В. Изотопы плутония отличаются по своим ядерным свойствам от изотопов урана. Эти различия приводят к следующим последствиям для безопасности реактора, работающего на МОХ-топливе:
- ❖ Уменьшение поглотительной способности управляющих стержней. Это происходит из-за того, что МОХ-топливо сравнительно хорошо поглощает нейтроны низких энергий, поэтому средняя энергия нейтронов оказывается выше, а управляющие стержни поглощают быстрые нейтроны хуже, чем медленные. По той же причине падает поглотительная способность бора, добавленного в теплоноситель. Из-за этого оказывается недопустимым размещать топливные сборки с МОХ-топливом в непосредственной близости от управляющих стержней;
  - ❖ использование МОХ-топлива в ВВЭР вносит различные важные для безопасности физико-нейтронные изменения, которые значительно влияют на поведение активной зоны в рабочем и аварийном режиме. В связи с тем, что при использовании МОХ-топлива доля запаздывающих нейтронов меньше и значения коэффициентов реактивности менее благоприятны, события, ведущие к возрастанию реактивности, рассматриваются как более серьезные для реактора на МОХ-топливе, чем для реактора с обычным  $UO_2$  топливом. Для реакторов ВВЭР наиболее важны события, связанные с охлаждением активной зоны, такие как разрыв главного циркуляционного контура. Из-за меньшей доли запаздывающих нейтронов и меньшего времени жизни мгновенных нейтронов в активных зонах с МОХ-топливом развитие некоторых аварийных ситуаций (таких, как неконтролируемое выведение стержня или избыточное охлаждение, например, при срабатывании системы охлаждения активной зоны) будет более быстрым. Эта особенность будет усиливаться при увеличении доли МОХ-топлива и степени обогащения плутония, а также с увеличением глубины выгорания ядерного топлива. Таким образом, ВВЭР с МОХ-топливом приближаются по нейтронным характеристикам активной зоны к реакторам на быстрых нейтронах. Для этих типов зон наиболее опасны аварии, связанные с возрастанием мощности (с разрушением активной зоны или вводом положительной реактивности при срабатывании САОЗ);

- ❖ ускорение износа материалов реактора. Поскольку использование МОХ-топлива приводит к повышению средней энергии нейтронов, это в свою очередь ускоряет процессы радиационного разрушения материалов реактора нейтронами. В результате сокращается срок службы внутрикорпусных деталей реактора, при этом наблюдается радиационное охрупчивание корпуса реактора, а также увеличивается количество продуктов коррозии в теплоносителе, что приводит к повышенной нагрузке на спецводоочистку (СВО-1) первого контура и ведет к повышению радиоактивности теплоносителя;
- ❖ физико-технические характеристики смешанного уран-плутониевого топлива (по сравнению с урановым топливом) в случае использования его на действующих АЭС оказывают негативное влияние на уровень безопасности самой станции, а именно:
  - Более низкая температура плавления (ниже на 20-40 C<sup>0</sup>);
  - Теплопроводность (ниже);
  - Выход газообразных продуктов деления (выше);
  - Выход негазообразных элементов (выше);
  - Повышенное образование йода, трития, актинидов.

С. Нетривиальным является также вопрос о радиотоксичности отработавшего ядерного топлива. Известно, что присутствие в отработавшем топливе долгоживущих изотопов плутония, америция, нептуния и кюрия существенно усложняет, во-первых, технологию рецикла смешанного топлива, во-вторых, решение проблемы долгосрочного захоронения отходов. Во многом эти проблемы связываются с накоплением в отработавшем топливе <sup>241</sup>Pu, удельная радиотоксичность которого в 40 раз выше радиотоксичности основного изотопа <sup>239</sup>Pu. При хранении <sup>241</sup>Pu превращается в еще более токсичный <sup>241</sup>Am с периодом полураспада 433 года, вносящий основной вклад в радиотоксичность трансурановых элементов отработавшего топлива после распада короткоживущих продуктов деления. При работе легководных реакторов на урановом топливе из общей массы нарабатываемого энергетического плутония ~ 250 кг/(ГВт(эл) · год) около 30 кг составляет <sup>241</sup>Pu. Утилизация оружейного плутония в тепловых реакторах увеличивает его годовую наработку более чем в 3 раза по сравнению с наработкой ВВЭР на урановом топливе. В условиях вынужденного длительного хранения отработавшего топлива значительная часть <sup>241</sup>Pu превращается в <sup>241</sup>Am, что существенно затрудняет дальнейшее использование и захоронение отходов.

D. Все вышесказанное негативно отразится на самой эксплуатации АЭС. На действующих энергоблоках АЭС с реакторами типа ВВЭР-1000 будет необходимо изменить (или доказать, что уже существующие технологические системы могут эффективно работать с новым видом ядерного топлива) уже существующие

технологические схемы или/и спроектировать (смонтировать, достроить) новые. В этой связи необходимо:

- ❖ изменить систему хранения, транспортировки и биологической защиты, узла приготовления «свежего» ядерного топлива;
- ❖ изменить системы контроля и управления, в том числе систему контроля радиационной безопасности (очень остро стоят вопросы индивидуальной защиты персонала, а также индивидуальной дозиметрии);
- ❖ изменить систему хранения и транспортировки отработавшего ядерного топлива;
- ❖ изменить систему контроля герметичности тепловыделяющих сборок;
- ❖ изменить систему перегрузки ядерного топлива в части транспортно-технологической части;
- ❖ изменить систему очистки воды бассейна выдержки отработавшего ядерного топлива;
- ❖ изменить систему газовых сдувок с зеркала испарения бассейна- выдержки;
- ❖ изменить систему сбора организованных протечек;
- ❖ изменить систему сбора и хранения трапных вод;
- ❖ изменить систему обращения с радиоактивными отходами, образующимися при эксплуатации АЭС (оборудование спецкорпуса).

Кроме этого, необходимо:

- ❖ провести расчеты эффективности применяемых систем безопасности на АЭС (локализирующих, управляющих, защитных и обеспечивающих);
- ❖ провести соответствующие расчеты по эффективности биологической защиты I и II контуров АЭС в режимах нормальной эксплуатации, а также в аварийных режимах;
- ❖ пересмотреть нормы водно-химического режима (ВХР) I и II контуров АЭС, а также ВХР бассейна-выдержки ОЯТ;
- ❖ провести расчеты по эффективности приточно-вытяжной вентиляции гермообъема защитной оболочки;

Е. Помимо нежелательного накопления  $^{241}\text{Pu}$  утилизация оружейного плутония в ВВЭР приведет также к увеличению в несколько раз массы Am, Np, Cm по сравнению с ВВЭР на уране. В результате выжигания основного изотопа  $^{239}\text{Pu}$  при утилизации оружейного плутония в ВВЭР на ПО «Маяк» накопилось бы нуклидов общей радиотоксичностью, превышающей более чем в 3 раза радиотоксичность трансурановых элементов, накапливаемых при работе ВВЭР такой же мощности, но на уране.

Ф. При использовании МОХ-топлива на АЭС выявляются новые сценарии радиационных аварий, тем самым снижается общий уровень безопасности самой АЭС.

Г. Необходимо отметить, что в России нет еще отработанной технологии изготовления MOX-топлива для ВВЭР. Такая цепочка предусматривается на заводе РТ-2, ввод которого предполагается после 2010 года.

Минатом разворачивает работы по утилизации российского плутония, извлекаемого из ядерного оружия, и использованию его в виде MOX - топлива для реакторов различного типа.

В результате ограниченного использования плутония, извлекаемого из боеприпасов, и предстоящего перехода к крупномасштабным работам по разборке боеприпасов, растворению плутония, по конструированию, изготовлению MOX-топлива, его промышленному использованию на АЭС с реакторами типа ВВЭР и БН, обращению с отработавшим MOX - топливом и образующимися при этом РАО, а также к регулярным перевозкам плутоний - содержащих материалов отмечаем следующее:

1. Минатом России постоянно заявляет о том, что имеющийся плутоний является ценным энергетическим сырьем. С этим трудно согласиться, поскольку общего количества плутония в настоящее время недостаточно, чтобы строить на его основе долгосрочную и масштабную ядерную программу. Кроме того, оборудование для изготовления топлива из плутония требует серьезных капитальных вложений. Поэтому идея о том, что плутоний – ценное энергетическое сырье, неявно подразумевает, что, развив технологическую базу для сжигания имеющегося в наличии плутония, Минатом России получает возможность производить и сжигать плутоний. Только в этом случае можно говорить о нем как топливе для энергетики.

2. Федеральные нормы и правила обеспечения ядерной и радиационной безопасности при реализации утилизации оружейного плутония и использования MOX-топлива на реакторах типа ВВЭР отсутствуют;

3. Ведомственная нормативная база не может быть использована, так как она носит закрытый характер (секретно и совершенно секретно) и охватывает узкий круг технологий (оружейного характера), не предусматривавших использование оружейного плутония в качестве компонента топлива АЭС;

4. Вопрос обеспечения ядерной и радиационной безопасности при утилизации плутония (в том числе контроль состояния защиты персонала, населения, окружающей среды) изучен недостаточно. Особого внимания требует вопрос об обращении с радиоактивными отходами, содержащими соединения оружейного плутония.

5. Физико-технические характеристики смешанного уран-плутониевого топлива в случае использования его на действующих АЭС оказывают негативное влияние на уровень безопасности самой станции.

6. При использовании MOX-топлива на действующих АЭС резко снижается безопасность ядерных реакторов типа ВВЭР. Подобные утверждения усугубляются

наличием на АЭС неэффективной системы управления и защиты реактора (СУЗ). Именно по этой причине на протяжении последних 6-ти лет была ограничена мощность действующих энергоблоков на Балаковской и Калининской АЭС.

7. Из-за сильно выраженной гетерогенности МОХ-топлива (топливных сборок и всей активной зоны) по сравнению с зонами, загруженными окисью урана, неопределенность значительно возрастает, и параллельно возрастает риск появления дополнительных источников ошибок в расчетах по физике активной зоны, в частности, связанных с изготовлением топлива и загрузкой активной зоны. Неопределенности в расчетах режимов работы реакторов, загруженных плутониевым топливом, пока не снижены до того уровня, который уже достигнут для активных зон, загруженных традиционным урановым топливом. В частности, использование МОХ-топлива вносит неоднородности в активную зону, которые вызывают трудности в расчете распределения мощности вблизи границ раздела между урановым топливом и ТВС с МОХ. Таким образом, применение МОХ-топлива несомненно увеличивает риск аварий по сравнению с чистым  $UO_2$ , благодаря появлению новых источников и сценариев аварий.

8. Последствия от аварий, связанных с расплавлением активной зоны, катастрофичны и для реакторов на урановом топливе. Если же реактор работает на МОХ-топливе, повышенный выброс активности приводит к тому, что для того же расстояния от реакторной установки доза оказывается в 2.3-2.5 раз выше. Во столько же раз усугубляется влияние радиации на здоровье проживающих там людей.



## **Состояние системы государственного учета и контроля ядерных материалов.**

### **Физическая защита предприятий ЯТЦ**

Минатом России, ответственный организация за создание и функционирование системы государственного учета и контроля ядерных материалов, не принял в полном объеме мер, обеспечивающих создание и начало функционирования до 1 января 2001 г системы государственного учета и контроля ядерных материалов в соответствии с Правилами организации системы государственного учета и контроля ядерных материалов, утвержденными постановлением Правительства Российской Федерации от 10 июля 1998 года № 746.

Порядок физической защиты ядерных материалов, ядерных установок и пунктов хранения ядерных материалов определен Постановлением Правительства РФ от 07.03.97 г. № 264.

Этим постановлением было поручено федеральным органам исполнительной власти и организациям принять до 1 января 1999 года меры, обеспечивающие приведение физической защиты ядерных материалов, ядерных установок и пунктов хранения ядерных материалов в соответствие с требованиями Правил, а также разработать и утвердить соответствующие ведомственные нормативные акты.

Однако, анализ результатов фактического состояния физической защиты ядерно-опасных объектов, проведенных органами государственного надзора, свидетельствует, что постановление Правительства Российской Федерации к настоящему времени не выполнено.

Сроки выполнения мероприятий по совершенствованию физической защиты и приведению ее в соответствие с требованиями Правил в планах мероприятий большинства ядерно-опасных объектов самовольно перенесены на 2004-2005 годы.

К наиболее характерным проблемам, не решенным до настоящего времени на уровне министерств, ведомств и эксплуатирующих организаций в рамках выполнения требований Правил, относятся:

- необходимость замены 50-90 % инженерно-технических средств физической защиты, которые выработали свой ресурс;

- отсутствие на большинстве ядерных установок средств обнаружения проноса (привоа) ядерных материалов, взрывчатых веществ, систем оптико-электронного наблюдения за периметрами охраняемых зон, контрольно-пропускными пунктами, охраняемыми зданиями, сооружениями и помещениями, противотаранных устройств на транспортных контрольно-пропускных пунктах, средств защиты охраны от поражения стрелковым оружием;
- слабая защищенность объектов со стороны акваторий;
- отсутствие автоматизированных систем доступа на объекты и в особо важные зоны;
- отсутствие на значительном числе объектов служб безопасности - основного структурного подразделения, обеспечивающего в соответствии с Правилами организацию и функционирование систем физической защиты;
- размещение на охраняемой территории ряда объектов предприятий и коммерческих структур, в том числе совместных с иностранными фирмами, не имеющих отношения к основной деятельности этих объектов;
- невыполнение положения Правил об обеспечении постоянного ведомственного контроля за состоянием и функционированием системы физической защиты на подведомственных объектах.

На настоящий момент номенклатура специального сырья и делящихся материалов, находящихся на предприятиях Минатома, насчитывает 127 наименований. Сводная номенклатура приведена в таблице 30.

Согласно приведенным данным в статье [37] на российских складах запасов ядерных материалов сосредоточено:

- ~ 300 тыс.тонн обедненного и регенерированного урана;
- ~ 780 тонн оружейного плутония;
- ~ 100 тонн энергетического урана и плутония;
- ~ 600 тыс.тонн природного урана

Таблица 30

**Сводная номенклатура специального сырья и делящихся материалов, находящихся на складах и в незавершенном производстве, по состоянию на 01.01.2000 г.**

Сырье	Концентрация U <sup>235</sup> , %
Уран:	0.711
в черных слитках	0.711
рафинированный в слитках	1.6-4.4
в таблетках	0.711
в стандартных заготовках	21-90
в ДаВах	0.652 - 0.711
в плаве	0.652 - 0.711
U <sub>3</sub> O <sub>8</sub>	0.4 - 0.711
Тетрафторид урана	0.711
Гексафторид урана:	
Н	0.711
РС	0.652

Н обогащенный	1 - 90
РС обогащенный	1 - 4.4
Диоксид урана	1 - 90
Отвалы урана разделительных производств	0.1 - 0.652

Количество аномалий в учете и контроле ядерных материалов, произошедших в 2000 году, указывает на то, что состояние учета и контроля ядерных материалов в Российской Федерации на объектах ЯТЦ не может быть признано удовлетворительным.

Налицо тенденция к отказу от принципов, изложенных в одобренной Правительством Российской Федерации Концепции системы государственного учета и контроля ядерных материалов.

Ревизуются концептуальные и технические принципы построения федеральной информационной системы учета и контроля ядерных материалов путем отхода от учета ядерных материалов по зонам баланса материалов и возврата к принципам бухгалтерского учета на предприятии в целом.

Под необоснованным предлогом секретности создаются препятствия для проведения инспекций наличия ядерных материалов с использованием технических средств. Внедряемые в практику эксплуатирующих организаций методы учета ядерных материалов, основанные на измерениях современными отечественными и зарубежными приборами и учитывающие фактические погрешности этих измерений, не находят адекватного отражения в функциональных возможностях создаваемой Минатомом России федеральной информационной системы учета и контроля ядерных материалов.

Физические инвентаризации ядерных материалов не в каждом случае завершаются определением инвентаризационной разницы, чем затрудняется объективная оценка точности и достоверности учетных и отчетных данных. Представляется принципиально важным в процессе создания системы государственного учета и контроля ядерных материалов исходить из положений Концепции системы государственного учета и контроля ядерных материалов и Правил организации системы государственного учета и контроля ядерных материалов, предусматривающих систематизацию сведений об учете и контроле ядерных материалов по зонам баланса материалов на основе результатов физических инвентаризаций, определяющих фактическое количество ядерных материалов и величину инвентаризационной разницы.

На предприятиях ЯТЦ за длительный период их деятельности скопились значительные количества ЯМ. В течение длительного времени в подразделениях хранятся неиспользуемые в работе ЯМ, в том числе большое количество материалов, переведенных в категорию отходов. Разнообразие химических форм и физических свойств указанных материалов, большие финансовые затраты не позволяют осуществить их переработку на имеющемся на предприятиях технологическом оборудовании.

Наличие у исполнителей значительного количества неиспользуемых в работе ЯМ и недостаточность существующих отраслевых нормативных мер учета и контроля ядерных материалов не позволяют своевременно выявлять случаи хищения ЯМ лицами, допущенными к работе с этими материалами.

Для обеспечения паспортизации, вывоза, переработки и утилизации указанных отходов требуется принятие соответствующего решения Минатома.

Слабым местом системы учета является принцип списания безвозвратных потерь на основании установленных нормативов, что дает принципиальную возможность накапливать неучтенные ЯМ в пределах утвержденных норм безвозвратных потерь.

Для устранения этого положения необходим переход на международную признанную систему расчета количества неучтенного материала (КНМ) с широким привлечением математических методов в систему учета и контроля ядерных материалов.

Предприятия в недостаточной степени оснащены средствами приборного контроля ЯМ, при этом имеющиеся средства зачастую несовершенны. Из-за этого учет ЯМ, находящихся в технологическом оборудовании, а также в отходах и оборотах, не всегда является достоверным, при передачах ЯМ не всегда осуществляется входной контроль, при проведении физических инвентаризаций ЯМ не всегда осуществляется проверка фактически наличных ЯМ в местах их нахождения. Весовое оборудование во многих случаях не обеспечивает необходимую точность при учете ЯМ.

Положение усугубляется тем, что имеющийся в настоящее время на ряде предприятий ЯМ был приобретен достаточно давно, а в условиях кризиса отрасли и оттока квалифицированного персонала, изменения структурных связей внутри предприятий, а также появления спроса со стороны криминальных структур на ЯМ, необходимо иметь возможность своевременно удостовериться в соответствии предъявляемого ЯМ учетным документам.

Необходима адаптация существующих, или разработка новых методов и средств контроля ядерных материалов применительно к задачам их учета и контроля с учетом специфики предприятий и соответствующее техническое обеспечение.

Система охраны предприятий ЯТЦ проектировалась и создавалась одновременно с развертыванием этих объектов, т.е. в начале 50-х г. XX века, исходя из присущих тому времени представлениях о возможных угрозах для подобных объектов. В то же время были сформулированы требования по обеспечению их защиты, которые просуществовали вплоть до 80-х г. XX века.

Начавшиеся с середины 80-х г. XX века социально-политические процессы в стране и в мире, сокращение личного состава Вооруженных сил и снижение уровня подготовки призывного контингента в условиях обострения криминогенной обстановки привели к необходимости внесения кардинальных изменений в методологию обеспечения

безопасности ядерно-опасных объектов. Суть комплексного подхода сводится к предотвращению возможных инцидентов с ядерными делящимися материалами (ЯДМ) и радиоактивными веществами (РВ) на всех этапах их жизненных циклов (производства, разработки, испытания, транспортировки и утилизации) и состоит в дополнении традиционных мер противотеррористической защиты быстрым внедрением высокоэффективных автоматизированных комплексов, существенно повышающих уровень защищенности ядерно-опасных объектов от воздействия всех факторов риска, в том числе, связанных с неосторожными и умышленными действиями персонала объектов, действием крупных хорошо оснащенных террористических групп и др.

Отсрочка решения этой проблемы может привести к радиационным катастрофам, социальные и политические последствия которых будут необратимы.

Несмотря на наличие Государственных программ, предусматривающих усиление мер безопасности ядерно-опасных объектов, заложенные в программах меры не выполняются в полном объеме из-за отсутствия финансирования даже в пределах утвержденных сумм. Так, например, выделенные Минобороны России в 1996 г. средства на закупки элементов физической защиты обеспечили лишь 3 % заявленных потребностей войск, что не позволяет осуществить поставки необходимой номенклатуры технических средств охраны для решения хотя бы первоочередных задач.

Такое положение характерно для объектов, находящихся в ведении как Минобороны России, так и Минатома России.

Неустойчивое финансирование программ по обеспечению безопасности ядерно-опасных объектов при недостаточной оснащенности техническими средствами контроля и охраны, в условиях роста социальной напряженности, ухудшения криминогенной обстановки, существования межнациональных конфликтов чревато последствиями, ущерб от которых не сопоставим с затратами, необходимыми на реализацию самих программ.

Такое положение вещей находит свое отражение на практике. Так, согласно высказываниям заместителя начальника департамента Минатома Н.Редина, в период с 1992 по 1995 гг., было зафиксировано около 30-ти хищений ядерных материалов с объектов Минатома (ИТАР-ТАСС, 28.10.98 г.).

Спустя год после этой информации, начальник отдела учета и контроля ядерных материалов Минатома В.Ерастов в интервью с корреспондентом «Ядерного контроля» (№ 6, 1999 г.) сообщал уже о 52-х случаях хищения ядерных материалов за тот же временной интервал. Кому из чиновников верить ?

Кроме этого, экс-Председатель Государственного таможенного комитета В.Драганов сообщал, что в 1998 г. российские таможенники предотвратили несколько попыток перемещений через границы РФ ядерных материалов. В ряде случаев подобные действия совершались под прикрытием дипломатического иммунитета. Причем указанные материалы

не вывозились из России, а следовали транзитом через российскую территорию («Интерфакс», 26.01.99 г.).

Ниже приведены некоторые характерные примеры, связанные с хищением ЯДМ и РВ, а также инциденты, связанные с охраной предприятий ЯТЦ, расположенных на территории России:

- сентябрь 1998 г. сержант Министерства внутренних дел (МВД) России на объекте ПО «Маяк», где складировано более 30 т наработанного оружейного плутония, застрелив двух и ранив одного военнослужащего, скрылся вооруженным с места службы. Этот инцидент вынудил Президента России распорядиться о проверке состояния ядерной безопасности на объекте;
- декабрь 1998 г. начальник Управления Федеральной службы безопасности сообщил агентству ИТАР-ТАСС, что на одном из ядерных объектов Челябинской области агентам ФСБ удалось предотвратить хищение и незаконное использование 18,5 кг оружейных ядерных материалов;
- в октябре 1992 г. из ФЭИ (г.Обнинск) был похищен источник с Cs-137, весом 180 кг;
- аппаратчиком Подольского (Московская обл.) института ПНТИ в течение 1991- 1992 гг. систематически похищались изотопы U -235 для перепродажи. Всего похищено около 1538 г;
- в 1992 г. на рынке г.Ижевска задержаны трое человек при попытке продать связку металлических прутьев общим весом 140 кг. При проверке оказалось, что прутья изготовлены из урана с содержанием U-235 на уровне 0,2-0,4%. Среди задержанных оказался сотрудник Чепецкого механического завода в г.Глазове (Удмуртия). Чепецкий механический завод является одним из предприятий ядерного топливного цикла. По результатам происшествия проведена проверка запасов урана. Обнаружена недостача урана в размере 300 кг. Инцидент с кражей стратегического сырья в ЧМЗ является не первым;
- в ноябре 1993 г. органами МВД был установлен факт хищения 3,67 кг обедненного урана из подразделения П-421 ВНИИНМ, совершенного сотрудником этого подразделения. Отсутствие указанного количества этого материала было установлено только после получения информации от органов МВД и проведения в лаборатории П-421 внеочередной инвентаризации ядерных материалов.
- в 29 июля 1993 года совершена кража ТВС, в количестве 1.8 кг обогащенного урана (36 %) со склада ВМФ в Андреевой Губе. Арестованные намеревались вывезти уран за границу;
- 27 ноября 1993 г. на территории хранилища воинской части 31326 в г.Полярный Мурманской обл. совершена кража высокообогащенного урана (28 %) в количестве СТВС – 3 шт., содержащих около 1 кг U<sup>235</sup>;

- в марте 1994 года в г. Санкт-Петербурге были арестованы три человека, предлагавших к продаже примерно 3 кг высокообогащенного урана. По данным следствия они намеревались получить уран на машиностроительном заводе в городе Электростали;
- в июне 1994 года был арестован офицер ВМФ России, который искал выходы на иностранных покупателей урана. У него было обнаружено 4.5 кг высокообогащенного урана, который он украл на верфи "Севморпуть";
- в июне 1995 года спецслужбы России арестовали трех человек, у которых было обнаружено 1.7 кг высокообогащенного урана. Один из арестованных работал на заводе в Электростали, где использовались подобные материалы;
- в декабре 1997 года российская комиссия обнаружила, что в Сухумском Физико-Технологическом институте, закрытом в результате грузино-абхазского конфликта, пропало примерно 2 кг высокообогащенного урана. Последняя опись радиоактивных материалов проводилась в этом институте в 1992 году. Уран найден не был;
- в 1997 г. при осмотре на ПО «Маяк» пустых транспортных упаковочных комплектов типа ТУК-30, поступивших с НЗМК, в защитном контейнере обнаружено 142 г высокообогащенного урана. При расследовании выявлено, что работниками НЗМК не выполнялись требования по учету и контролю ядерных материалов;
- в 1997 г. в ходе инспекции в Мурманском морском пароходстве выявлено 9 случаев несоответствия учетной документации фактическому наличию ОТВС и чехлов на плавучих технических базах «Имандра» и «Лотта». При технической приемке морских 20-футовых контейнеров с концентратом природного урана, поступивших 13.01.97 г. в Ленинградскую область (ст.Капитолово) из Таджикистана, выявлено, что один из контейнеров имеет пролом боковой стенки размером 2.2 см, а другой – 3.3 см;
- ГУП ДВЗ "Звезда" — 13 сентября 1999 года произошла кража загрязненных бета-активными веществами пробоотборника для транспортирования проб 1 и 3 контуров и трубопроводов, предназначенных для выгрузки ионообменных смол. Оборудование найдено на пункте сбора лома и 20.09.99 г. возвращено на предприятие;
- На РТП «Атомфлот» — 15 июля 1999 г. совершено хищение источника калифорний — 252;
- в апреле 2000 года полиция Грузии арестовала в городе Батуми четверых местных жителей, у которых было изъято 920 г (по сообщениям других источников - 1.7 кг) высокообогащенного урана, предназначавшегося для продажи в Турцию. Происхождение урана неизвестно;
- в мае месяце 2001 года при осуществлении транспортировки ОЯТ АПЛ на ПО «Маяк» для переработки, был выявлен факт поставки с разрушенными ТВС, у которых отсутствовала нижняя часть. Описанный выше случай с утерей половины ядерного топлива, вызывает беспокойство по вопросу соблюдения гарантий нераспространения ядерных материалов.

По нашему автору книги, последнее обстоятельство требует проведения незамедлительного независимого расследования ситуации с исчезновением ядерного топлива из тепловыделяющих сборок. в интересах безопасности России. При этом назрела настоятельная необходимость в проведении независимого расследования состояния обеспечения ядерной и радиационной безопасности, учёта и контроля ядерных материалов на объектах Минобороны России, а также состояния работ по надзору за ядерной и радиационной безопасностью, учетом и контролем ядерных материалов со стороны Минобороны России;

- 6 декабря 2001 года в Подмоскowie были задержаны участники организованной преступной группировки, которые пытались продать 1068 г высокообогащенного урана.

Кроме перечисленных инцидентов, хотелось остановиться на крайне опасной ситуации, складывающейся на некоторых ядерных объектах России («Ядерное распространение» (выпуск 28, февраль 1999 г.):

- военнослужащие МВД России оставляют свои посты в поисках пищи. Другие отказываются патрулировать периметр объекта, поскольку им не была выдана своевременно зимняя форма одежды;
- на одном из объектов была отключена вся система безопасности – сигнализация, видеокамеры и порталыные мониторы, поскольку из-за неуплаты там была прекращена подача электроэнергии;
- сентябрь 1998 г. Группе американских экспертов, посетивших г.Москву, было показано здание одного из режимных объектов, где хранилось 100 кг высокообогащенного урана. Оно было неохраняемым, поскольку предприятие, которому принадлежали расщепляющиеся материалы, не могло платить охраннику зарплату, равную 200 USD в месяц.
- «дважды в течение 2001 года террористы пытались провести разведку состояния охраны объектов хранения ядерных боеприпасов в России», об этом сообщило 25 октября агентство РИА "Новости". Об этом заявил начальник 12ГУ Министерства обороны России генерал-полковник И. Валынкин. По его словам, первая попытка проведения разведки объектов типа "С" была предпринята террористами восемь месяцев назад, вторая - шесть месяцев назад.

Кроме этого, в течение 2000-2001 годов выявлены следующие аномалии в учете и контроле ядерных материалов на предприятиях ЯТЦ Минатома:

- во время проведения инспекции Чепецкого механического завода (ЧМЗ, г.Глазов, Удмуртия) зарегистрировано расхождение между данными НЗХК и ЧМЗ о количестве возвратных материалов (закуси окиси урана);



- службами учета ядерных материалов НЗХК зарегистрировано расхождение между данными НЗХК и АО "Ульбинский металлургический завод" (Казахстан) о поставках ядерных материалов АО "Ульбинский металлургический завод";
- при попытке продать 3,7 кг урана обогащением 21 % задержан житель города Электросталь (Московская обл.),
- контрольной службой ЧМЗ обнаружены таблетки диоксида урана с обогащением 3,6% в обрезках циркониевых труб, возвращенных на переработку с НЗХК,
- в ПО "Маяк" в ходе приема возвратной тары с АО "Машиностроительный завод" в опломбированном контейнере обнаружено 210 г закиси окиси высокообогащенного урана,
- в реакторном цехе Горно-химического комбината при вскрытии контейнера с ядерным топливом, поставленного с НЗХК, обнаружена недостача двух твэлов массой 3,6 кг.

Количество аномалий, зарегистрированных на предприятиях ядерного топливного цикла в 2000 году превышает аналогичные показатели за прошлые годы.

Существующая исторически сложившаяся система физической защиты в России основывается прежде всего на обеспечении охраны предприятий по периметру их ограждений, чем обеспечивается так называемый режим секретности.

Современная же концепция охраны ядерно- и радиационно-опасных объектов, по аналогии с зарубежным опытом, предусматривает, что главными элементами в системе охраны являются непосредственно категорированные здания, хранилища и помещения, находящиеся на охраняемой территории объекта (что позволит контролировать ЯМ при перемещениях их внутри самих предприятий), при сохранении контроля за охраняемым периметром объекта в целом.

Физическая защита на предприятиях топливного цикла организована на основе межведомственных актов, утверждаемых Минатомом России и МВД России.

Войсковая охрана МВД осуществляется, как правило, по периметру объектов. Внутри периметра охрану технологических производств, зданий и сооружений несут: на одних объектах войска МВД, на других – подразделения вневедомственной военизированной охраны, а на некоторых и те, и другие одновременно.

Пропускной режим, ограничение доступа лиц и грузов в охраняемые зоны организованы в соответствии с рядом ведомственных инструкций и положений, а также с частными инструкциями, отражающими специфику конкретных предприятий.

Усиление физической защиты предприятий по-прежнему осуществляется путем внедрения образцов более совершенной аппаратуры инженерно-технических средств обнаружения (ИТСО), что делается в отдельных случаях силами самих предприятий, исходя из их финансовых возможностей. В то же время обеспечение предприятий современными ИТСО недостаточное. Практически не используется компьютерная техника. Значительное

количество применяемой в системе охраны аппаратуры ИТСО выработало двух-трехкратный ресурс, она устарела не только физически, но и морально.

Из-за проблем с финансированием отечественных производителей средств физической защиты в настоящее время на отечественный рынок выходят компании США. Уже подписан ряд соглашений, в которых участвует Минатом России. При этом существует не только опасность вытеснения отечественных производителей с данного рынка, но и более существенная опасность, связанная с возможностью снабжения поставляемой на особо важные объекты продукции из-за рубежа средствами несанкционированного доступа к информации.

Создавшееся положение объясняется целым рядом причин. Среди основных следует отметить то, что единых правил по организации и обеспечению физической защиты на ядерно- и радиационно-опасных объектах фактически нет. Отсутствует и нормативная документация, определяющая требования при проектировании систем физической защиты, требования по применению комплексов аппаратуры физической защиты, требования по организации центров управления охраной объектов и др.

Применяемое в настоящее время инженерное оборудование контрольно-пропускных пунктов (КПП) и периметра охраняемых объектов не рассчитано на действия со стороны террористических групп. На проездах КПП отсутствуют противотаранные устройства; в местах прохода людей часовые охраны расположены открыто, нет защитных перегородок и пуленепробиваемого остекления; вдоль периметра отсутствуют охранные дороги, рвы, усиленные ограждения и др.

подавляющее большинство КПП не оборудовано приборами контроля за проносом (провозом) ядерных материалов, металлических изделий и взрывчатых веществ.

Отсутствуют единые для всего объекта (в том числе и крупного) центры управления охраной. Действующие на объектах системы сбора и отображения охранной информации морально устарели, размещены, как правило, в непригодных помещениях, а не редко и в самих караульных помещениях, которые в инженерном отношении недостаточно защищены от внезапного нападения или огневого воздействия нападающих.

Одним из наиболее слабых элементов в обеспечении охранных мероприятий продолжает оставаться связь в таких основных звеньях, как «караул-часовой» и «караул-войсковая часть». В системе связи, как правило, используются городские или объектовые коммутаторы связи. Международные требования устанавливают, что в системе физической защиты объекта должно быть не менее двух непрерывно действующих речевых каналов специальной связи.

При перевозке спецпродукции и ядерных материалов по железной дороге в интервалах движения поездов между станциями переадресовки отсутствует надежная связь с лицами, сопровождающими груз.

Постоянная недоукомплектованность личного состава войсковых частей, несущих охрану ядерно- и радиационно-опасных объектов, наряду со значительным разрывом в уровнях оплаты работников основного производства и персонала охраны, создают трудности в организации и поддержании эффективной охраны объектов. До конца не упорядочены правила применения огнестрельного оружия вблизи производственных или жилых помещений. В случаях, когда применение огнестрельного оружия недопустимо, не предусмотрены компенсирующие технические или другие боевые средства (шоковые) для воздействия на потенциального нарушителя.

### **Некоторые вопросы атомного законодательства**

До 1995 года деятельность в области использования атомной энергии у нас в стране законодательно вообще никак не регламентировалась. До этого времени в отрасли в качестве правовых нормативов в основном действовали не обсуждаемые (в «лучших» традициях Министерства среднего машиностроения) Приказы Министра, отраслевые Положения, ведомственные руководящие документы. Да и на сегодняшний день в этой области существует не так уж много государственных законодательных актов (для сведения: закон «Об атомной энергии» в США был принят еще в 1946 году).

Первым в России был принят Федеральный Закон «Об использовании атомной энергии» от 21 ноября 1995 года № 170-ФЗ.

Закон определил правовую основу и общие принципы регулирования отношений, возникающих при использовании атомной энергии в мирных и оборонных целях (за исключением деятельности, связанной с разработкой, изготовлением, испытанием, эксплуатацией и утилизацией ядерного оружия и ядерных энергетических установок военного назначения).

Далее последовали Федеральный Закон «О радиационной безопасности населения» от 9 января 1996 года №3-ФЗ и Федеральный Закон «О финансировании особо радиационно-опасных и ядерно-опасных производств и объектов» от 3 апреля 1996 года № 29-ФЗ.

На этом перечень действующих специальных законодательных актов, пожалуй, и исчерпывается.

Некоторые нормы атомного законодательства инкорпорированы в нормативные акты, регламентирующие аналогичную группу общественных отношений, и нашли свое отражение, к примеру, в законах «Об охране природной окружающей среды» (вопросы захоронения радиоактивных отходов), «О пожарной безопасности», «О промышленной безопасности опасных производственных объектов», «О лицензировании отдельных видов деятельности» и других законах, носящих общеправовой комплексный характер. Но этого также недостаточно, т.к. современными правоведами установлено, что атомное право

должно охватывать регулирование следующего комплекса отношений, возникающих при использовании атомной энергии:

- добыча и использование атомного сырья;
- передача ядерных технологий;
- лицензирование и государственный надзор;
- обеспечение радиационной защиты при использовании источников ионизирующего излучения;
- гражданско-правовая ответственность (страхование и государственное возмещение ущерба);
- физическая защита ядерных материалов;
- учет и контроль ядерных материалов и радиоактивных веществ.

В развитие существующих законов или с целью компенсации отсутствия таковых принят целый ряд Указов Президента, Постановлений Правительства, разработаны и внедряются в жизнь Федеральные целевые программы.

Однако в целом Российское законодательство в области использования атомной энергии недопустимо отстает от насущных потребностей и проблем сегодняшнего дня.

Многие из «первоочередных» законов, работа над которыми велась долгие годы, так и не увидели свет. Среди них, печально известный Федеральный Закон «О государственной политике в области обращения с радиоактивными отходами». Он был принят Государственной Думой 21 июля 1995 года и 27 декабря того же года отклонен Президентом Российской Федерации. Работа над этим Законом была начата еще в конце 80-х г.ХХ века. Закон неоднократно выносился на рассмотрение Верховного Совета СССР, но т.к. многие его положения носят чисто политический характер (например, порядок ввоза на территорию страны радиоактивных отходов из-за рубежа), и напрямую затрагивают интересы определенных кругов, в Советское время он так и не был принят. Окончательная редакция Закона была подготовлена к 1993 году, и еще почти два года потребовалось на его согласование законодателями теперь уже суверенной России. Но, видно, времена изменились, не изменив при этом людей. Включились самые «высокие» рычаги, и, в результате, и сегодня политика в области обращения с радиоактивными отходами в нашей стране на государственном уровне осталась нерегулируемой.

Этим то и дело пытаются воспользоваться нечистоплотные дельцы от атомной энергетики. Не далее как летом этого года Минатом провел «не мытьем так катанием» поправки в Федеральный закон «Об охране природной окружающей среды» в части отмены запрета на ввоз и переработку зарубежного ОЯТ. Благодаря усилиям отдельных депутатских групп и самих депутатов данные поправки были приняты. Совет Федерации вообще уклонился от рассмотрения данных поправок.

До сих пор не решен вопрос принятия Закона «О возмещении ядерного ущерба и ядерном страховании» (или в другом варианте – «О гражданско-правовой ответственности за причинение ядерного вреда и ее финансовом обеспечении»).

Этот аспект деятельности в области использования атомной энергии, а именно, обеспечение гражданско-правовой ответственности за ядерный ущерб, заслуживает того, чтобы остановиться на нем подробнее.

Современное состояние ядерной энергетики в России вызывает обоснованные опасения как у отечественных специалистов, так и у зарубежных экспертов. Положение усугубляется общеэкономическим кризисом и развалом в стране.

Повышенная вероятность ядерного инцидента усиливает необходимость дальнейшей (частично эти вопросы нашли свое отражение в Законе «Об использовании атомной энергии») разработки правовых проблем ответственности за ядерный ущерб.

Под гражданско-правовой ответственностью за ядерный ущерб понимается ответственность за вред, причиненный жизни или здоровью персоналу объектов использования атомной энергии, а также за вред, причиненный лицам, непосредственно не связанным с деятельностью этих объектов.

Это особый режим гражданско-правовой ответственности, существенно отличающийся от принципов возмещения вреда, предусмотренных Основами гражданского законодательства и нормами Гражданского кодекса РСФСР в силу своей новизны и значительной сложности. Именно поэтому он требует отдельного правового регулирования. Но, как указывалось выше, такого Закона в России нет.

В то же время, определенная работа по организации «ядерного» страхования несколько лет назад была начата по инициативе Минатома России и Госатомнадзора России.

По требованию Закона «Об использовании атомной энергии» эксплуатирующие организации при получении лицензии на эксплуатацию объекта использования атомной энергии обязаны предоставить необходимые гарантии возмещения ядерного ущерба (по закону это могут быть как финансовые гарантии банка, так и страховой полис уполномоченной страховой компании). Это законодательное требование позволило Минатому России и Госатомнадзору России (вначале порознь, а затем совместно) в 1997 году приступить к созданию Российского ядерного пула.

Российский ядерный пул создавался по принципу страхового общества, в состав которого на условиях конкурса были приглашены крупнейшие Российские страховые компании. Многие из этих компаний по несколько лет уже работали в отрасли (например, СК ЗАО «МАКС», «РОСНО»), другие пришли на рынок ядерного страхования впервые. Но все они имели достаточные финансовые обороты и большой опыт по осуществлению страхования в промышленности.

В отсутствие закона и прямого требования обязательного страхования этого вида гражданской ответственности разработка документов Пула проходила трудно и заняла много времени.

Особенно сказывалось отсутствие в компаниях юристов, знающих все отличительные черты данного вида страхования и могущих помочь грамотно и полно учесть их в правилах и процедурах, разрабатываемых специально созданной Рабочей группой.

Сказалось также и давление, почти напрямую оказываемое Госатомнадзором России на руководителей Пула. Оно чувствовалось на всем протяжении формирования Пула и даже с началом его функционирования. Это выражалось как в явно предвзятом отборе компаний при приеме в Пул, так и в последующем допуске страховщиков к страхованию на объектах, поднадзорных этому ведомству. Одним из первых встал вопрос о правомерности «добровольно-принудительного» страхования тех, или иных субъектов права, деятельность которых попадает под Закон «Об использовании атомной энергии». Ведь к началу работ по формированию Пула статус «эксплуатирующей организации» в установленном Законом порядке был получен только концерном «Росэнергоатом» и Ленинградской атомной электростанцией. Таким образом только для них в отсутствие гарантий банков указанная выше статья Закона имела хоть какие-то юридические основания. Для всех остальных «поднадзорных» Госатомнадзора России данное требование строго говоря было не законным. Другим препятствием должно было послужить отсутствие страховой деятельности в перечне видов деятельности, лицензируемых Госатомнадзором России. Это означало, что никакого давления на выбор страховой компании и ограничений сфер деятельности страховщиков со стороны Госатомнадзора не должно было быть. Однако на деле страховые компании столкнулись с тем, что одним из обязательных условий приема в Пул стало заключение так называемого договора на обслуживание с созданной Госатомнадзором России консультационной фирмой «Атомконсалтинг», предоставляющей страховщикам информацию о номенклатуре потенциальных страхователей из числа предприятий, поднадзорных центральному аппарату или территориальным органам Госатомнадзора России, об уполномоченных Госатомнадзором России экспертных организациях (хотя экспертная деятельность в целях страхования также вне сферы лицензирования Госатомнадзора России) и т.д. И, в результате, страховые компании, пригласившие под данный вид страховой деятельности в штат специалистов, хорошо знакомых с областью использования атомной энергии, и не нуждавшиеся в «помощи» каких бы то ни было сторонних консультантов, столкнулись с определенными трудностями при осуществлении страхования даже тех предприятий, которые были в числе их корпоративных клиентов. Так, например, обстояло дело со страхованием исследовательского ядерного реактора РГ-1М АО «Норильский комбинат». Страховой компании «Интеррос-Согласие», которая осуществляла на предприятии все другие виды страхования на протяжении уже

многих лет, с легкой руки Госатомнадзора России были навязаны и экспертная группа, и необходимость заключения финансового договора с Сибирским округом Госатомнадзора России, фактически разрешившим работу компании на его территории. А т.к. компания как-то пыталась отстаивать незаконность этих действий, страхование прошло силами другой компании, не так сопротивлявшейся подобным требованиям.

Другим препятствием служила необходимость согласования документов Пула с Министерством финансов (Департамент страхового надзора), т.к. ни одним документом этого Министерства понятия ядерного ущерба, ядерного инцидента и другие, тому подобные, термины определены не были.

Все эти и многие другие возникавшие сложности раз за разом подтверждали необходимость принятия Закона «О возмещении ядерного ущерба и ядерном страховании».

Но, несмотря на описанные выше проблемы, к 1998 году Российский ядерный пул был зарегистрирован, его основополагающие документы прошли необходимое согласование и утверждение, был в основном определен состав участников (27 ведущих страховых компаний России) и начаты работы по страхованию в области использования атомной энергии.

И это только один из примеров, который наглядно подтверждает необходимость нормативно-правового регулирования всех отношений, возникающих при осуществлении различных видов деятельности в области использования атомной энергии.

**Предприятия ядерного топливного цикла России.**

**Аварии и инциденты**

Таблица 31

**Промышленные предприятия ядерного топливного цикла России.**

Наименование предприятия, его краткое обозначение, местонахождение	Год создания	Основные производства	Степень потенциальной опасности в соответствии с СНП-77	
			Категория опасности для персонала	Класс опасности для населения и окружающей природной среды
Сибирский химический комбинат (СХК), г.Северск	1953	Промышленные реакторы	2	2
		Радиохимическое производство	1	1
		Химико-металлургическое производство	1	1
		Производство гексофторида урана	1	2
		Производство по разделению изотопов урана	5	5
Производственное объединение "Маяк" (ПО "Маяк"), г. Озерск	1948	Промышленные реакторы	2	2
		Радиохимическое производство	1	1
		Химико-металлургическое производство	1	1
		Производство изотопной продукции	1	1
Горно-химический комбинат (ГХК), г. Железногорск	1950	Промышленные реакторы	2	2
		Радиохимическое производство	1	1
		Хранение ОЯТ реакторов ВВЭР-1000	1	1
Ангарский электролизный химический комбинат (АЭХК), г. Ангарск	1954	Производство гексафторида урана	3	3
		Производство по разделению изотопов урана	3	5
Уральский электрохимический комбинат (УЭХК), г. Новоуральск	1945	Химико-металлургическое производство	1	1
		Производство по разделению изотопов урана	3	5



Акционерное общество "Машиностроительный завод" (АО МСЗ), г.Электросталь	1945	Производство ядерного топлива	1	1,2
Акционерное общество "Новосибирский завод химконцентратов" (АО НЗХК), г. Новосибирск	1949	Производство ядерного топлива	1	1.2
Химико-металлургический завод (ХМЗ), г.Красноярск	1948	Химико-металлургическое производство	3	1
Электрохимический завод (ЭХЗ), г.Зеленогорск	1955	Производство по разделению изотопов урана	3	5
Кирово-Чепецкий химический комбинат (КЧХК), г.Кирово-Чепецк	1949	Производство по получению четырехфтористого урана	3	5
Производственное объединение "Чепецкий механический завод" (ПО ЧМЗ), г. Глазов	1951	Химико-металлургическое производство	3	4
Государственное научно-производственное предприятие "Политех" (ГНПП "Политех"), г.Электросталь	1974	Опытное производство ядерного топлива	1	2

В таблице 31 приведены научно-исследовательские организации, выполняющие технологические разработки, научные и материаловедческие исследования с использованием ядерных материалов.

*Таблица 32*

**Перечень научно-исследовательских организаций, выполняющих технологические разработки, научные и материаловедческие исследования с использованием ядерных материалов.**

№ п/п	Наименование организации и ее краткое обозначение	Год создания	Месторасположение
1	РНИЦ «Курчатовский институт»	1943	г.Москва
2	Государственный научный центр «Всероссийский научно-исследовательский институт неорганических материалов им. академика А.А.Бочвара (ВНИИМ)	1945	г.Москва
3	Всероссийский научно-исследовательский институт химической технологии (ВНИИХТ)	1951	г.Москва
4	Научно-производственное объединение «Радиевый институт» им.В.Г.Хлопина	1922	г.Санкт-Петербург
5	Государственный научный центр «Физико-	1946	г.Обнинск

	энергетический институт» (ФЭИ)		
6	Государственный научный центр Научно-исследовательский центр атомных реакторов» им.В.И.Ленина (НИИАР)	1956	г. Димитровград
7	Опытно-конструкторское бюро «Гидропресс» - ОКБ «Гидропресс»	1946	г.Подольск Московская область
8	Российский федеральный ядерный центр Всероссийский научно-исследовательский институт экспериментальной физики – РФЯЦ ВНИИЭФ	1945	г.Саров Нижегородской области
9	Опытно-конструкторское бюро машиностроения ОКБМ	1956	г.Нижний Новгород

### **Сибирский химический комбинат.**

Более 40 лет в нескольких километрах от г. Томска функционирует крупнейшее в России и мире предприятие по производству оружейного плутония - Сибирский химический комбинат (СХК).

На СХК функционируют следующие радиационно-опасные производства:

**Реакторный завод (РЗ)**, на котором эксплуатируются промышленные уран-графитовые реакторы, предназначенные для наработки плутония и выработки электроэнергии.

Реакторы были запущены соответственно в 1955, 1958, 1961, 1962, 1963 гг. Три из них заглушены соответственно в 1990, 1991, 1992 гг. Два реактора АДЭ-4, 5 продолжают функционировать и в настоящее время.

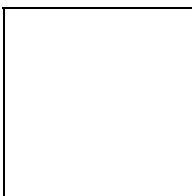
**Завод по разделению изотопов (ЗРИ)**. Осуществляет разделение изотопов урана с высокой степенью обогащения по U-235. Функционирует с 1953 года. До 1973 года осуществлялось газодиффузионное разделение, а позднее центрифужное.

**Сублиматный завод (СЗ)**. Производит гексафторид урана. Запуск осуществлен в 1954 - 55 годах.

**Радиохимический завод (РХЗ)**, на котором осуществляется переработка облученного сырья с извлечением плутония, урана и других радионуклидов. Первая очередь работает с 1961 года, вторая - с 1962 года.

**Химико-металлургический завод (ХМЗ)**. Занят плавкой и обработкой плутония с производством компонентов для ядерного оружия.

50 хранилищ жидких и твердых радиоактивных отходов, в том числе 3 бассейна открытого типа, 2 пульпохранилища и три водохранилища.



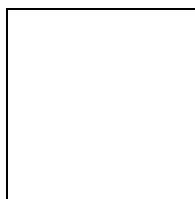
***Фото 3. Центральный зал.***

По данным Западно-Сибирского территориального центра по мониторингу окружающей среды, СХК является основным источником радиоактивного загрязнения окружающей среды на территории Томской области. Его воздействие на природную среду многокомпонентно и усиливается за счет совместного воздействия радиоактивных и химических веществ, крайне

отрицательно влияющих на здоровье населения. В 30-км зоне влияния СХК расположено более 80 населённых пунктов с населением около 650 000 человек, в том числе городов Томск и Северск.

Район областного г.Томска имеет слабо развитую транспортную инфраструктуру. К примеру, в случае возникновения радиационной/ядерной аварии на объекте г.Томска-7, эвакуация городского населения в условиях паники, слаборазвитой дорожно-транспортной сети, маломощном автопарке, однопутной железной дороге будет крайне затруднена.

Сегодняшняя граница г. Томска вплотную примыкает к санитарно-защитной зоне СХК. В результате деятельности комбината окружающей среде нанесён ущерб, размеры которого становятся очевидны только теперь.



***Рис. 11 . Регион Томской области в зоне влияния Сибирского химического комбината***

Загрязнение окружающей среды происходит в результате как плановых (штатных), так и аварийных газо-аэрозольных выбросов и сбросов в р.Томь сточных вод, содержащих радионуклиды, а также вследствие хранения и захоронения жидких и твердых РАО. За сорокалетний период деятельности комбината произошло более 30 аварийных инцидентов, причем пять из них (включая 06.04.93 г.) относятся к третьему уровню по международной шкале событий на атомных станциях и квалифицируются как серьёзные происшествия.

#### **Инциденты на СХК.**

- 18 марта 1961 г. – в результате автокаталитической реакции между органической жидкостью и концентрированной азотной кислотой произошел взрыв испарителя, предназначенного для упаривания водных растворов после экстракции. Два смертельных случая;
- 30 января 1963 г. – самоподдерживающиеся цепная реакция (СЦР) в течении 10 часов. Четыре человека из числа персонала были переоблучены;
- 13 декабря 1963 г. – СЦР в течение 18 часов;
- в 1963 году на экспериментальном полигоне захоронения ЖРО имело место интенсивное газовыделение из наблюдательной скважины, повлекшее вынос радиоактивной газированной жидкости. При этом был загрязнен участок поверхности около 0.1 га. В большинстве скважин после закачки ЖРО наблюдалось значительное повышение температуры (максимально до 156 С<sup>0</sup>). Для снижения температуры в скважины закачивается кислый раствор. В середине 70-х XX века на площадке 18 была обнаружена взаимосвязь горизонтов III и IV (буферного) уровней и возникновение каналов

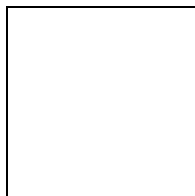
фильтрации. Все нагнетательные скважины, пробуренные на этом участке, были законсервированы;

- 18 ноября 1967 г. – взрыв в сорбционной колонне;
- 24 марта 1977 г. – разрушение оборудования в реакторе производства реагентов;
- в июне 1977 г. на РХЗ при переработке облученных на реакторном заводе блоков в скомплектованную партию попали блоки с малой выдержкой, что привело к повышенному выбросу в атмосферу в течение двух недель  $I^{131}$  в объеме 22 Ки (превышение месячных предельно допустимых выбросов – ПДВ в 2.4 раза;
- 11.05.77 г. на РХЗ в результате образования свища на напорном трубопроводе у нагнетательной скважины С-31 при закачке радиоактивного сбросного раствора в скважину произошел разлив раствора в объеме 8-14 м<sup>3</sup> на поверхностный грунт. Вылившийся раствор локализовался у бассейна Б-1. Загрязнение от него распространилось по западной стороне бассейна Б-1 в северном направлении. Протяженность загрязненной зоны составила 200-220 м, ширина 10-40 м. Гамма фон в зоне загрязнения достигал 145 Р/час;
- на радиохимическом заводе еще было 3 инцидента (1976, 1969, 1978 гг.). На заводе разделения изотопов было 2 инцидента (1961 г.); на сублиматном заводе – 2 инцидента (два в 1963 г., один в 1978 г.);
- с 1959 по 1970 гг. на разных реакторах СХК произошло 24 значимых инцидента. Все они были связаны с тяжелыми зависаниями сборок тепловыделяющих элементов в технологических каналах:  
**на реакторе И-1:** 26.07.59 г.(1); 20.03.60 г. (6); 14.09.62 г.(1); 21.11.62 г. (1); 19.04.63 г.(1); 26.04.63 г. (1); 11.11.63 г.(1); 24.05.64 г.(8); 17.10.64 г.(1).  
**на реакторе ЭИ-2:** 05.02.61 г.(1); 25.07.61 г.(1); 05.11.62 г.(1); 03.12.62 г.(1); 01.06.63 г.(1); 03.07.64 г.(14); 20.07.63 г. (1); 19.11.64 г. (1); 16.01.67 г. (1).  
**на реакторе АДЭ-3:** 14.05.62 г.(1); 18.11.63 г.(1); 28.07.64 г.(1); 29.05.66 г.(1); 21.01.70 г.  
**на реакторе АДЭ-4:** 28.12.66 г.(1).
- в 1991 г. произошло аэрозольное загрязнение на складе готовой продукции;
- 6 апреля 1993 г. – разрушение технологического оборудования, сопровождающееся взрывом газа, разрушением нескольких производственных зданий и выбросом аэрозолей в окружающую среду. Индекс по шкале INEC – 3.;
- 5 декабря 1994 г. на установке электронно-лучевого переплава опытного химико-металлургического завода СХК при заполнении аргоном рабочей камеры произошла разгерметизация в результате срыва камерных перчаток под воздействием аргона. В результате разгерметизации камеры произошло загрязнение помещения установки до уровня  $20.7 \cdot 10^{-11}$  Ки/л по альфа-аэрозолям;

- 12.02.96 г. на химико-металлургическом заводе альфа-датчиками стационарной системы дозиметрического контроля было зафиксировано загрязнение альфа-активными аэрозолями операторской зоны участка «Г» цеха № 11, что было квалифицировано как радиационный инцидент. Причиной инцидента был факт вскрытия оператором вне защитной камеры контейнера с находящимся в нем делящимися материалами. Выброс радиоактивных веществ в окружающую среду составил  $0.048 \cdot 10^{-3}$  мкКи;
- на радиохимическом заводе СХК в 1997 г. в течение двух недель имел место сверхнормативный выброс в атмосферу радиоактивного йода-131 с превышением предельно допустимого выброса в 2,4 раза;
- 18.01.97 г. произошла внеплановая остановка реактора АДЭ-5 в связи с ухудшением теплотехнических параметров одного из периферийных каналов, вызванных снижением расхода теплоносителя и зависанием топливного блочка в технологическом канале. В результате проведенного расследования установлено, что причиной нарушения явилось «распухание» топливного блочка;
- 14.06.99 г. в центральном зале промышленного уран-графитового реактора АДЭ-4 реакторного завода Сибирского химического комбината (г. Северск, Томской обл.) при проведении регламентных работ по загрузке блоков типа ДАВ-90 в технологический канал реактора в результате ошибки оператора был открыт загруженный блоками ДАВ-90 работающий канал, вследствие чего облученные блоки ДАВ-90 из-за пропуска обратного клапана технологического канала вышли на плитный настил. При этом два человека получили дозу облучения, равную 1,5 и 3,0 годовых ПДД;
- 04.04.2000 г. на химико-металлургическом заводе СХК произошел срыв камерных перчаток на боксе 0892 установки 08 цеха № 1 при выполнении персоналом работ по проверке режима работы новой муфельной печи. Ядерные материалы в боксе отсутствовали. По данным измерений на установке СИЧ повышенного поступления радионуклидов в организм персонала не зафиксировано. Выброса радионуклидов в атмосферу выше установленных норм не произошло. Данное событие классифицировано в соответствии ПНАЭ Г-14-037-96 как аномалия - нарушение "1" категории;
- за время существования СХК произошло 36 аварийных ситуаций и инцидентов в 5 случаях возникала самоподдерживающаяся цепная реакция, погибло 4 человека, 6 человек получили повышенные дозы облучения.

Отдельно необходимо рассмотреть аварию на СХК, произошедшую 06.04.1993 г.

В результате аварии образовалась зона радиоактивного загрязнения местности, вытянутая до 25 км в северо-восточном направлении, площадью около 100 км<sup>2</sup>. По данным Росгидромета, суммарное количество радиоактивных веществ, выброшенных из аварийного аппарата СХК на эту территорию, составило от 530 до 590 Ки. В отдельных точках мощность дозы гамма-излучения достигала 400 мкР/ч.



***Рис. 12. Район СХК***

Председатель МЧС России С.К. Шойгу в своём письме Правительству России 16.04.1993 г. отметил, что вновь, как и при Чернобыльской катастрофе, информация об аварии как на месте, так и в центр была передана с большой задержкой, что могло привести к тяжёлым последствиям. Кроме того, медленное принятие мер по локализации последствий аварии привело к разносу радиоактивных загрязнений на дороге Томск - Самусь и загрязнению п. Самусь.



***Рис. 13 . Радиоактивное загрязнение территории в районе аварии на СХК  
(аэрогамма-съёмка 12 - 13 апреля 1993 г.).***

Некоторые исследователи (В.И.Булатов, В.А.Чирков) считают, что при аварии 06.04.93 г. была очень велика возможность происшествия гораздо более высокого уровня (до пятого-шестого по международной шкале): с учетом розы ветров, вероятность направления потока радиоактивных веществ на юг (на города Северск и Томск) составляла 10 %. Необходимость эвакуации населения в условиях паники при слаборазвитой дорожно-транспортной сети, маломощном автопарке, однопутной железной дороге, а также необходимость последующей дезактивации городских кварталов действительно приблизили бы это событие к Чернобыльскому. Нахождение областного центра с полумиллионом жителей в столь опасной близости от СХК должно рассматриваться как беспрецедентное в мировой практике.

Производственная деятельность СХК сопровождается образованием большого количества жидких, твердых и газоаэрозольных отходов. Выбрасываются в атмосферу и инертные радиоактивные газы (криптон, аргон и др.), тритий, углерод-14, стронций-90, йод-131, цезий-137, альфа-излучающие радионуклиды (уран, плутоний, америций и др.). Кроме того, в атмосферу выбрасываются нерадиоактивные вредные химические вещества: соединения фтора, трибутилфосфат (ТБФ), оксиды азота, азотная кислота, парафины, четыреххлористый углерод, бензол и ряд других компонентов.

Загрязнение территории атмосферными выбросами СХК зафиксировано на расстоянии до 30-40 км от промзоны комбината. В р.Томь из водохранилища-отстойника сбрасываются радиоактивные воды, которые содержат в своем составе натрий-24, фосфор-32, скандий-46,

хром-51, железо-59, кобальт-60, цинк-65, мышьяк-76, цезий-137, европий-152, нептуний-239, плутоний-239 и ряд других радионуклидов.

На территории комбината расположены 50 хранилищ жидких и твердых радиоактивных отходов, являющихся потенциально опасными. Суммарная активность отходов, хранящихся в них, оценивается в 125 млн. Ки. Отходы могут рассеяться на большой территории в результате стихийных бедствий (ураганы, смерчи), а также в случае падения самолета или другого летательного аппарата. Радиоактивные элементы разносятся на большие расстояния водоплавающими птицами (гуси, утки) и дикими животными, в том числе крупными (лоси, медведи).

Большую опасность представляет хранение на территории комбината отвального гексафторида урана, в том числе и тех нескольких сотен тонн, которые получены при переработке и обогащении частично очищенного отработанного топлива зарубежных АЭС по договору с французской фирмой «КОЖЕМА».

Для справки: коммерческая сделка, по которой СХК обогащает до 4 % уран, извлеченный из ОЯТ французского происхождения интересна сама по себе. Контракт № 54-02/60006, подписанный в марте 1991 г. между «Техснабэкспортом» и «Кожема», предусматривает поставку в Томск-7 в 1992-1993 гг. до 150 тонн смеси окислов урана, в 1994 г. и позже - до 500 тонн гексафторида урана в год. Этот контракт должен действовать до 2000 г., по этому соглашению Россия должна получать до 50 миллионов USD в год. Франция желает избежать загрязнения своих заводов по обогащению извлеченного из ОЯТ урана примесями урана-233 и урана-236, обогащая извлеченный уран в России.

Заметное загрязнение почвы долгоживущими радионуклидами в результате выбросов комбината было обнаружено Росгидрометом до аварии 06.04.93 г. В процессе гамма-съемки местности вокруг СХК обнаружены участки загрязнения почв цезием-137 с плотностью загрязнения до 1-2 Ки/км<sup>2</sup>. Характер цезиевого загрязнения не позволяет связать его с аварией 1993 г., следовательно, это загрязнение - следствие многолетней деятельности комбината.

Достоверная открытая информация о степени загрязнённости района расположения СХК плутонием в настоящее время отсутствует, однако, в образцах почвенно-растительного покрова были обнаружены резко аномальные концентрации плутония, значительно (в 10 раз и более) превышающие уровни глобального загрязнения.

Большую потенциальную опасность представляет также крупномасштабное подземное захоронение ЖРО (общая активность более миллиарда Ки), осуществляющееся более 30 лет в водоносные горизонты на глубину 280-400 м. Делящиеся материалы интенсивно сорбируются песчано-глинистыми породами и скапливаются в устье скважин. Учитывая, что вода является замедлителем нейтронов, это создает угрозу накопления критической массы, достаточной для возникновения самоподдерживающейся цепной реакции. СХК до сих пор не



имеет разрешения Госатомнадзор России на захоронение ЖРО в подземные горизонты по причине отсутствия обоснования ядерной безопасности данного процесса (по состоянию на 01.04.2000 г.).

На комбинате хранится около 23000 контейнеров с делящимися материалами, полученных из войсковых частей в связи с резким сокращением количества ядерных боеголовок в России. По данным Госатомнадзора России, перевозка металлических изделий осуществляется в контейнерах, не удовлетворяющих обязательным требованиям к ним и поэтому не сертифицированных (по правилам МАГАТЭ на контейнеры должен выдаваться сертификат-разрешение на конструкцию, и, кроме этого, в соответствии с законом «Об использовании атомной энергии» контейнеры в обязательном порядке должны получать сертификат соответствия государственного образца), склады для хранения построены более 30 лет назад, проектная документация на эти склады и акты их приёмки отсутствуют. Все опасные грузы везут по однокорейной железнодорожной ветке, которая проходит по г. Томску в непосредственной близости от густонаселённых кварталов.

Полученные характеристики радиационной обстановки не в полной мере отражают степень воздействия СХК на окружающую среду, т.к. не учитываются такие опасные дозообразующие компоненты, как тритий, углерод-14, криптон-85, йод-129, являющиеся долгоживущими бета-излучающими радионуклидами, а также альфа-излучатели - плутоний-239,-240, уран-232,-235, присутствие которых в объектах окружающей среды установлено различными исследовательскими группами.

Последствия загрязнения радионуклидами растительности и животных не менее важны и для человека. На рынках города нередки случаи появления рыбы, загрязненной радионуклидами. Присутствие радионуклидов, в т.ч. кобальта-60, цезия-137, европия-152 установлено в различных биологических видах (утки, лоси.) Поступление радионуклидов в открытую гидросеть в последние годы снизилось, однако сбросы привели к значительному накоплению радионуклидов в донных отложениях и в биоте, а также оказали влияние на загрязнение прибрежной (затопляемой) части местности.

Снижение выбросов в последние годы объясняется сокращением производства и выводом промышленных реакторов из эксплуатации. Однако снижение объемов производства не вызвало адекватного улучшения состояния природной среды. Кроме того, высокий износ технологического и очистного оборудования может привести к учащению радиационных инцидентов, загрязняющих природную среду, что и показала авария на СХК 6 апреля 1993г.

В планах развития комбината значится строительство двухблочной атомной станции теплоснабжения (АСТ-500), проект которой не проходил промышленных испытаний.

### **Результаты общественной экологической экспертизы проекта АСТ-500**

В течение первого полугодия 2000 г. была проведена общественная экологическая экспертиза проекта АСТ-500.

Ниже приводятся основные замечания общественной экологической экспертизы:

1. В составе имеющихся проектных материалов отсутствуют системы оперативной диагностики основного оборудования реакторного отделения, а именно:

- системы диагностики реакторной установки;
- системы диагностики теплообменников I и II контура;
- системы контроля арматуры системы локализации аварий;
- системы контроля остаточного ресурса оборудования.

Системы оперативной диагностики позволили бы контролировать (на всех этапах жизненного цикла) целостность металла ядерного реактора и встроенного оборудования, находящегося внутри страховочного корпуса, а также иметь оперативную информацию о герметичности арматуры системы локализации аварий.

2. Отсутствует анализ ситуаций при возможном подтоплении основных зданий и сооружений станции при исходном событии «разрыв сетевого контура».

3. Не проработаны вопросы ремонтпригодности оборудования реакторной установки, расположенного в страховочном корпусе, в частности, теплообменников I - II контура (всего их предполагается установить 18 штук).

В разделе проекта «Надежность оборудования и др. элементов» назначенный ресурс теплообменников I – II контуров установлен в 15 лет при интенсивности возможного отказа:

- в режиме «разрыв трубки», происходящего с вероятностью  $1.0 \cdot 10^{-2}$  1/год;
- в режиме «большая течь», происходящего с вероятностью  $3.0 \cdot 10^{-4}$  1/год.

Таким образом возникает необходимость, как минимум, 3-х разовой замены этих теплообменников в течении проектного срока службы станции.

Ни опыта, ни методик, ни оснастки для подобных операций в отечественной и мировой атомной энергетике не имеется.

Кроме этого, эти работы, выполняемые на оборудовании I контура, потребуют значительных дозовых затрат ремонтного персонала станции, а также дополнительного финансирования самих работ по замене и организации долговременного хранения этих теплообменников. Эти затраты не учтены в проекте.

Не раскрыт термин «режим большой течи теплообменников». Требуется дать его определение, описать методы обнаружения и действия персонала при ликвидации этого аварийного режима.

4. В материалах проекта не рассмотрены возможные аварийные ситуации (радиационные и ядерные), происходящие на основных производствах СХК (радиохимическое производство, реакторный завод, склады и хранилища ядерных делящихся материалов и др.), которые могут оказать воздействие на управление технологическим процессом со стороны оперативного персонала.

Выбранная площадка под строительство АСТ-500 находится рядом с площадкой «5» (остановленные реакторы И-1, ЭИ-2, АДЭ-3). Оборудование этих реакторов и хранилища РАО, расположенные на этой площадке, являются источником радиационной опасности как для персонала объекта, так и для окружающей среды в случае выхода наведенной и осколочной активности за защитные барьеры.

Кроме этого, возможно возникновение СЦР при эксплуатации оборудования типа «О», используемого для хранения, сортировки и транспортировки облученных блоков из обогащенного урана. Серьезную опасность представляет возможное возгорание графита кладок реакторов и графита, помещенного в технологические могильники, гидроизоляция которых выполнена с использованием битума (горючий материал). Тушение кладок реакторов может быть осуществлено подачей азота в реакторное пространство. Средств обнаружения возгорания графита в технологических могильниках на объекте «5» - нет.

В транспортно-технологической емкости реактора ЭИ-2 хранятся облученные блоки из природного урана, поступающие с реакторного завода СХК. На объекте «5» ведется эксплуатация хранилищ облученного ядерного топлива.

5. В разделе проекта «Принцип глубоко эшелонированной защиты» изложен в следующей редакции: «в основу мер по предотвращению нарушений нормальной эксплуатации положен опыт разработки и изготовления головных АСТ, его испытаний, включая ресурсные». Кроме этого, утверждается, что «этот опыт и проектные работы по энергоблоку АСТ стали базой для:

- создания оснастки для оборудования, ремонта и замены оборудования;
- заимствования оборудования головных АСТ с отработанной технологией изготовления, монтажа, пуско-наладки, с проектными характеристиками, подтвержденными МВИ».

Такое изложение раздела, по меньшей мере, не корректно, т.к. в действительности отечественный, а впрочем, как и мировой опыт эксплуатации АСТ на сегодня отсутствует.

6. В разделах проекта приводится сравнение проекта АСТ-500 с другим, как утверждается, наиболее подготовленным к реализации проектом НП-500 (В-407).

Во-первых, сравнивать проект АСТ-500 с другим, не реализованным проектом некорректно, т.к. его проектные решения не подтверждены на практике.

Во-вторых, не понятно, почему именно проект НП-500 взят за сравнение. Может быть по цифре 500, стоящей в названии проекта? Так вот цифра 500 в проекте НП - это электрическая мощность, а у АСТ - это тепловая мощность.

Кроме этого, и технологические показатели (начиная от величин температуры и давления I контура) у двух сравниваемых станций абсолютно разные, что отражается на выборе основных размеров оборудования. Так, например, толщина корпуса в

цилиндрической части корпуса реактора АСТ-500 равна всего 70 мм, а у НП-500 толщина равна 190 мм.

7. В материалах проекта не установлен эксплуатационный предел поврежденных ТВЭЛ. Это можно воспринять, как уверенность конструкторов и изготовителей ядерного топлива в том, что ТВЭЛы на РУ АСТ-500 не будут повреждаться. Это утверждение весьма сомнительно. Требуется пояснение.

8. В проекте дается описание систем безопасности, задействованных в проекте АСТ-500. Среди них имеется спринклерная система.

Спринклерная система предназначена для локализации аварий, связанных с выбросом испарившейся части теплоносителя в герметичную оболочку в проектных и запроектных авариях. Задача этой системы – снизить давление под оболочкой до давления за ее пределами для исключения распространения парогазовой смеси через неплотности гермозоны.

По результатам аварии на Чернобыльской АЭС по каждой АЭС были разработаны так называемые «Сводные мероприятия» (сначала СМ-88, потом СМ-90), смысл которых заключался в доведении энергоблоков атомных станций до необходимого по тем временам уровня безопасности.

По реакторным установкам типа ВВЭР и, в частности, по спринклерным системам было записано, что необходимо установить защитные сетки от попадания посторонних предметов на прямки сбора спринклерной воды. В противном случае всасывающие патрубки спринклерных насосов оказываются закрытыми (при разгерметизации трубопроводов и оборудования куски теплоизоляции, оборванные кабели разлетаются во все стороны и вместе с потоком воды могут попасть куда угодно), а, как следствие, наблюдается срыв в работе этих насосов. В этом случае вся система неработоспособна, и, как следствие, не удастся снизить давление, а также удержать радиоактивные вещества, находящиеся в защитной оболочке, от проникновения в окружающую среду.

Вышесказанное подтверждает тот факт, что проектанты не владеют информацией (не отлажена обратная связь между проектантами и АЭС, или проектантами и Минатомом РФ, или Минатомом РФ и АЭС) о ранее разработанных документах по безопасности, о происшедших авариях.

### **Выводы экспертизы.**

Приведенная общественная экологическая экспертиза проекта АСТ-500 позволяет сделать вывод о том, что при реализации подобных проектов нельзя руководствоваться, например, только осознанием необходимости потребности во введении дополнительных энергетических мощностей.

Создателями проекта допущено немало ошибок и отступлений от действующих требований по безопасности в области использования атомной энергии, охраны окружающей природной среды и др. в том числе Российского законодательства.

Разработчиками проекта АСТ-500 фактически большинство обоснований, будь то обоснование ядерной, радиационной или экологической безопасности, заменены декларативными ссылками на «большой и положительный опыт эксплуатации» не существующих объектов.

Однако даже по наличию опыта эксплуатации не всегда можно судить о соответствии проекта современным нормативным документам и о достаточной степени обеспечения безопасности проектируемой станции.

Кроме этого, вследствие остановки действующих реакторов АДЭ-4,5 на СХК должно быть остановлено все радиохимическое производство на комбинате. Конверсия этого производства вопрос куда более серьезный, чем пролонгация эксплуатации действующих реакторов (даже при условии выполнения мероприятий по повышению безопасности и снижения установленной мощности на 20-30 %) при работе последних с «конверсионной» активной зоной (перевод на низкообогащенный уран).

Альтернативой размещению РУ АСТ-500 может явиться только достройка энергоблоков ТЭЦ-3 г.Томска. Первый блок уже пущен в эксплуатацию и вышел на проектные показатели в конце 2000 г., второй блок будет пущен к 2006 г., а третий в 2008 г. При таком раскладе проблема теплоснабжения г.Северска и г.Томска должна быть снята. Строительство теплотрассы от г.Томска до г.Северска должно быть осуществлено при участии СХК.

Таким образом, учитывая планы развития СХК, можно с уверенностью предполагать, что воздействие комбината на прилегающую территорию не только не уменьшится, но и будет возрастать, при этом будет возрастать и риск возникновения различного рода последствий от такого воздействия.

По заключению рабочей группы Совета Безопасности РФ по итогам проверки обеспечения радиационной и экологической безопасности СХК и прилегающих территорий, Томский регион не готов к действиям в случае крупномасштабной чрезвычайной ситуации на СХК (авария 1993 г. показала это): из-за отсутствия достаточного числа путей и средств эвакуации населения (один мост через р. Томь, однопутная железная дорога, неразвитая дорожно-транспортная сеть, маломощный парк автотранспорта, электропоездов и т.д.), неподготовленности соответствующих служб к действиям в подобных ситуациях, отсутствия необходимого запаса средств индивидуальной защиты, медикаментов и аварийного питания.

Усилия, предпринимаемые областью по ослаблению последствий радиационного и химического загрязнения данной территории, не обеспечивают в должной мере защиту здоровья населения, экологическую и социально-экономическую реабилитацию районов и

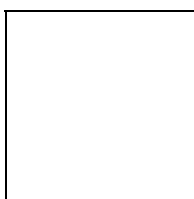
населенных пунктов, находящихся в зоне радиационно-химического воздействия СХК. Решение этих комплексных проблем возможно только в рамках федеральной целевой программы.

## **Красноярский горно-химический комбинат. ГХК (г. Железногорск, Красноярск-26)**

На Горно-химическом комбинате действует реакторное производство, радиохимический завод по переработке реакторного топлива, не подлежащего хранению, хранилище ОЯТ АЭС с реакторами ВВЭР-1000, цех переработки отходов.

Образовавшиеся ЖРО направлялись в открытые поверхностные хранилища, хранились в специальных сооружениях, захоранивались в глубокозалегающих поглощающих геологических горизонтах. Общая активность ЖРО, находящихся в поверхностных и подземных (геологических) хранилищах, оценивается в 450 млн. Ки. Имеется также хранилище твердых отходов.

Донные отложения реки Енисей и пойменные участки загрязнены радиоактивными нуклидами за счет сбросов с 2-х прямоточных реакторов, остановленных в 1992 г.



**Фото 4. Остановка реактора на ГХК**

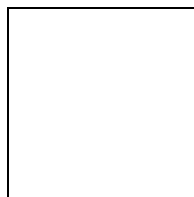
За сорокалетний период эксплуатации военных производств на Горно-химическом комбинате накопились следующие проблемы, связанные с ядерной и радиационной безопасностью:

### 1. Проблемы, связанные с продолжением работы реактора АДЭ-2.

Более десяти лет отработавшие блоки ДАВ-90 не отправляются на переработку, а хранятся в бассейне выдержки, где накоплено около 28 тысяч отработавших блоков. Длительное хранение блоков без переработки может привести к коррозионному разрушению блоков, накоплению урана-235 в илах бассейна выдержки и в охлаждающей воде.

После снятия Государственного оборонного заказа в 1995 году предприятие вынуждено хранить нарабатываемый диоксид плутония на своей территории, используя для этих целей временное хранилище. Существующего резерва хранилища хватит примерно на два года.

### 2. Проблемы, связанные с работой радиохимического завода.



**Рис. 14. Условная схема расположения г. Красноярск-26 и объектов ГХК**

За время работы радиохимического завода в емкостях-хранилищах накоплено 6700 м<sup>3</sup> осадков пульпы, суммарной активностью более 100 млн. Ки.

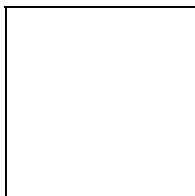
### 3. Проблемы, связанные с работой изотопно-химического завода.

Необходимо переработать пульпы, накопленные в емкостях-хранилищах (700 м<sup>3</sup> осадков-пульп высокоактивных отходов, суммарной активностью более одного миллиона Ки) и в открытых бассейнах (20000 м<sup>3</sup> пульп активностью примерно 80 тыс. Ки).

4. При выводе из эксплуатации основных производств комбината образуется большое количество твердых РАО, в связи с чем необходимо строительство новых хранилищ.

5. На Горно-химическом комбинате хранится государственный запас препаратов радия (около 1200 г). Препараты радия хранятся в запаянных стеклянных ампулах около 45 лет.

6. Проблема хранения ОЯТ АЭС. Строительство завода РТ-2 отложено на неопределенный срок. Между тем, для обеспечения безопасной эксплуатации АЭС России необходимо создание хранилища, которое позволило бы осуществлять хранение ОЯТ АЭС с реакторами не только ВВЭР-1000, но и РБМК-1000. Для создания пускового комплекса хранилища на 10000 т требуется 2,5 млрд. руб.



***Фото 5. ТВЭС промышленных реакторов.***

#### **Завод по регенерации топлива атомных электростанций (РТ-2)**

Вопрос конверсии оборонного комплекса для ГХК не нов. Более десяти лет назад в соответствии с Постановлением Правительства о прекращении загрязнения Арктического бассейна были разработаны мероприятия, которыми предусматривалось вывести в 1995 году из эксплуатации реакторное и радиохимическое производства. К этому времени планировалось ввести в действие завод по регенерации отработавшего ядерного топлива (завод РТ-2). Разрабатывалась рациональная схема конверсии: персонал с выводимых из эксплуатации производств постепенно переводился на РТ-2, вновь принимать на работу специалистов и рабочих пришлось бы очень мало. Однако эта схема не была реализована. Завод РТ-2 предназначен для приема, временного хранения и последующей переработки отработавшего ядерного топлива с атомных электростанций. Проектная производительность завода 1500 тонн ОЯТ в год. Готовой продукцией завода будут тепловыделяющие сборки (ТВС) на основе смешанного уран-плутониевого топлива (МОХ-топливо).

Первая очередь завода - комплекс ОЯТ со вспомогательными зданиями и сооружениями принят в эксплуатацию в 1985 году. Емкость хранилища - шесть тысяч тонн. Практически полностью построены объекты энергетики (котельная, подстанции), инженерные сети, железная дорога и др. Отработавшее ядерное топливо перед отправкой на комбинат выдерживается в хранилищах атомных электростанций не менее трех лет. Это нужно для того, чтобы снизилось энерговыделение тепловыделяющих сборок и в них распались короткоживущие радионуклиды.



В настоящее время в хранилище находится три тысячи тонн ОЯТ с российских и украинских АЭС.

Из-за активных протестов населения Красноярского края в 1989 году Министерством атомной энергии СССР было принято решение о прекращении всех работ на площадке РТ-2. С января 1991 года руководством Министерства было принято решение о консервации стройки РТ-2 сроком на 5 лет. Осенью 1994 года после визита Президента РФ Б.Н. Ельцина в г. Красноярск-26 и подписания Указа Президента РФ "О государственной поддержке структурной перестройки и конверсии атомной промышленности в г. Железногорске Красноярского края" было принято решение о продолжении строительства завода РТ-2. Для окончания строительства необходимо не менее 2 триллионов рублей (в ценах 1994 г.).

### Экономика РТ-2.

Фирма "Кожема" недавно сделала прогноз цены за переработку ОЯТ легководных реакторов после 2000 г.: 5 000 фр. франков за 1 кг. Чтобы России получать такие деньги, надо построить РТ-2. Но чтобы завершить строительство первой очереди РТ-2 по оценкам Минатома потребуется около 2 млрд. долларов (что кстати зарубежные специалисты считают заниженной величиной по крайней мере в два раза). Например, стоимость аналогичного завода во Франции составила 30 млрд. франков (~ 5-6 млрд долл), а японский вообще обойдется в 20 млрд. долл.

### Полигон подземного захоронения жидких радиоактивных отходов ( ЖРО ) "Северный".

В таблице 33 приведен усредненный состав отходов, удаляемых в подземные хранилища полигона "Северный".

Таблица 33

Компоненты, Технологические отходы Нетехнологические	Отходы их содержание Азотнокислые (ВАО)	Щелочные (САО)	(НАО)
Радионуклиды, Бк/л, Ки/л			
Sr - 90	(7.4 - 11.1) 10 <sup>10</sup> 2 - 3	1.8 10 <sup>7</sup> 5 10 <sup>-4</sup>	1.1 10 <sup>5</sup> 3 10 <sup>-6</sup>
Cs - 137	1.1 10 <sup>10</sup> 0.3	(0.37 - 1.48) 10 <sup>10</sup> 0.1 - 0.4	1.5 10 <sup>5</sup> 4 10 <sup>-6</sup>
Ce - 144	2.8 10 <sup>11</sup> 7.5	3.7 10 <sup>9</sup> -	3.7 10 <sup>4</sup> 10 <sup>-6</sup>
Ru - 106	3.7 10 <sup>10</sup> 1.0	3.7 10 <sup>4</sup> 0.1	10 <sup>-6</sup>
Суммарная бета-активность	( 11 - 78 ) 10 <sup>10</sup> 3 - 21	3.7 10 <sup>8</sup> - 2 10 <sup>10</sup> 0.01 - 0.5	7 10 <sup>4</sup> - 1.8 10 <sup>6</sup> 2 10 <sup>-6</sup> - 5 10 <sup>-5</sup>
Трансурановые элементы, мкг/л			
Pu - 239	100-500	10-30	< 1
Am - 241	170	-	-
Np - 237	400	-	-
Th - 232	200-300	-	-

Общей западной границей подземных хранилищ ЖРО является вертикальная плоскость тектонического разлома, породы кристаллического фундамента по которой

смещены по вертикали до 320 м, а пластичные слои глинистых водоупоров вытянуты вертикально, образуя тектонический экран, разобщающий подземные хранилища ЖРО в I и II горизонтах от русла Енисея на протяжении 20-25 км.

В состав подземного хранилища технологических отходов входят 8 нагнетательных, 8 разгрузочных и 54 наблюдательные скважины.

В состав подземного хранилища низкоактивных нетехнологических отходов (НАО) входят 4 нагнетательные, 4 разгрузочные и 37 наблюдательных скважин.

Ввиду гидравлической изолированности полигона нагнетание технологических растворов возможно только при одновременной откачке эквивалентного объема пластовой воды из разгрузочных скважин. Откачиваемая вода используется для технических и бытовых нужд полигона, другие источники водоснабжения на полигоне отсутствуют.

Технологические солевые растворы передаются на полигон "Северный" с радиохимического производства по подземному трубопроводу из стальных труб, уложенному в герметизированных железобетонных лотках.

Герметичность трубопровода контролируется регулярными контрольными замерами гамма- и бета-фона по трассе трубопровода.

Как утверждают специалисты Минатома глубинное контролируемое захоронение жидких радиоактивных отходов на полигоне "Северный" Красноярского Горно-химического комбината позволило надежно изолировать от среды непосредственного обитания значительную часть образовавшихся отходов, избежать строительства потенциально опасных поверхностных хранилищ и бассейнов и обеспечить удовлетворительное радиационное состояние прилегающей к промышленным объектам территории. Результаты многолетних наблюдений за миграцией отходов и отдельных их компонентов в подземных хранилищах могут быть использованы для обоснования надежности и проектирования подземных хранилищ отверженных радиоактивных отходов.

На основании «Заключения общественной эколого-технологической экспертизы полигона по захоронению жидких радиоактивных отходов "Северный" Красноярского Горно-химического комбината» (Красноярск, Региональный радиоэкологический центр, 1995 г., 180 стр.) можно сформулировать целый ряд серьезных проблем, связанных с эксплуатацией полигона.

### **Основные замечания общественной экологической экспертизы.**

1. Геологическая изученность района деятельности ГХК и территории полигона "Северный", по мнению экспертов, не отвечает требованиям сегодняшнего дня к изучению потенциально опасных объектов по следующим причинам:

1.1. Специализированных геоморфологических, гидрогеологических, инженерно-геологических и др. исследований в районе ГХК за последние 30 лет не проводилось.

1.2 Геологическая изученность разреза горных пород, вмещающих хранилища ЖРО, является недостаточной.

1.3. Анализ данных просмотренных скважин не дает основания говорить о наличии на всей площади полигона надежного водоупорного горизонта.

1.4. Не оценена роль пластов бурого угля, хотя по правобережью р.Бол. Тель (рядом с полигоном) отмечаются даже выходы угольных пластов на поверхность. Движение "языков" отходов по угольным пластам представляет серьезную опасность, т.к. коэффициенты фильтрации здесь на порядок - два выше, чем во вмещающих породах, да и поведение углей в условиях перегрева и радиации не изучено.

1.5. Недостаточное внимание уделяется неотектонике. Режимными наблюдениями сейсмической станции, установленной на полигоне "Северный", отмечаются постоянные естественные подвижки в земной коре амплитудой до 2-2,5 мм, а также существенные (до 9 мм) поднятия огромной толщи пород мощностью до 200 м, происходящие в процессе нагнетания ЖРО. По данным сейсмического мониторинга в районе полигона зафиксированы кратковременные повышения уровня микросейсмического фона в 1,5-2 раза по сравнению с естественным;

По мнению экспертов это приводит к образованию различных типов трещин в горном массиве и нарушению, в той или иной мере, целостности цементации пространства скважин. Это, в свою очередь, обеспечивает благоприятные условия для перетока радиоактивных отходов из пласта-коллектора I в пласт-коллектор II, дальнейшей миграции и разгрузки их в бассейне р.Бол.Тель.

2. Гидрогеологическая изученность полигона не соответствует требованиям сегодняшнего дня к изучению такого потенциально опасного объекта.

2.1. Гидродинамика малых артезианских бассейнов, включая и бассейн-ловушку ЖРО, изучена недостаточно. Трудно объяснить контур расчетного (на 1000 лет вперед) "пятна" отходов, вытянувшегося почему-то не по принятому направлению потока подземных вод (юг-север), а поперек потока. Подобная неопределенность в условиях такого объекта вряд ли допустима.

2.2. Вопрос экранирующих свойств тектонического разлома решался при помощи гидродинамического метода, т.е. путем наблюдения поведения уровней жидкости в соседнем блоке скважин при откачке жидкости из возмущающей скважины. Однако по ряду причин подобные откачки не могли (даже теоретически) ответить на вопрос об экранирующей роли разлома.

2.3. Однозначно не решен вопрос об области разгрузки вод I горизонта.

2.4. Не получил однозначного решения вопрос взаимосвязи горизонтов по вертикали.

2.5. Скорость распространения радиоактивных отходов требует уточнения.

- 1) фиксируется "язык" распространения отходов в восточном направлении по обоим горизонтам: за 2 года (с 1990 по 1992) контур загрязнения распространился на 600 м;
- 2) скорость движения фильтрата в северном направлении 350 метров в год по II горизонту и 250 метров в год на I горизонте в этот же период времени;
- 3) до р.Бол.Тель - области разгрузки - остается еще 2 км, что сопоставимо с уже пройденным расстоянием.

На основании вышеизложенного, комиссия, проводившая общественную эколого-технологическую экспертизу полигона по захоронению ЖРО "Северный" ГХК, пришла к следующим выводам:

Полигон "Северный" представляет собой крупное антропогенное радиоактивное месторождение и является объектом потенциальной экологической опасности.

Геологическая изученность территории полигона "Северный", детальность и качество интерпретации материалов геолого-разведочных работ на изыскательской и эксплуатационной стадиях не отвечают современным требованиям, предъявляемым к объектам такого рода. В результате, выводы геологической службы ГХК об экранированности его от русла р.Енисей и его притока р.Бол. Тель надежными тектоническими экранами не окончательны, а в ряде случаев не подтверждаются фактическим материалом. Это, в свою очередь, ставит под сомнение утверждение о безопасности дальнейшей эксплуатации объекта.

#### **Инциденты произошедшие на ГХК.**

21.09.87 г. авария на радиохимическом заводе. Она привела к радиоактивному загрязнению дренажных каналов промышленных зданий.

В 1999 г. превышен контрольный уровень внешнего облучения (25 МЗв) семи человек – персонала реактора АДЭ-2.

27.07.2000 г. на Горно-химическом комбинате во время перегрузки пеналов с твэлами отработавшего ядерного топлива реактора ВВЭР-1000 из транспортного чехла в чехол хранилища в узле перегрузки здания изотопно-химического завода произошло падение пенала на металлоконструкцию. Перегрузка производилась под водой. Выхода радиоактивных веществ за пределы пенала не выявлено, радиационная обстановка в районе отсека перегрузки не изменилась. Анализ пробы воды из отсека перегрузки подтвердил этот вывод. Непосредственной причиной нарушения явилось расцепление головки (устройства под захват) пенала со штангой перегрузочного крана в момент начала перемещения моста крана после изъятия пенала из контейнера, вызвано это было тем, что используемая при перегрузке штанга была предназначена для перегрузки ОТВС, а размеры головок ТВС и пеналов имели конструктивные различия. Кроме того, были выполнены технологические операции, не предусмотренные регламентом и производственными инструкциями. Отработка операций по перегрузке пеналов на имитаторах не производилась. Данное

событие классифицировано в соответствии ПНАЭ Г-14-037-96 как аномалия - нарушение "1" категории.

В 2000 г. при транспортировании ОЯТ с АЭС России и Украины на ГХК наблюдались превышения допустимых уровней нефиксированного загрязнения внутренних поверхностей вагон - контейнеров (локальные участки пола вагон - контейнера) с максимальным нефиксированным загрязнением до 1500 бета-част./см<sup>2</sup> мин. При этом параметры радиационной безопасности с внешней стороны вагон - контейнеров не превышают допустимых уровней.

В первом полугодии 2001 г. на реакторном заводе ГХК из-за неполадок был остановлен реактор АДЭ-2. При ликвидации неполадок 8 работников получили дозу облучения, превышающую годовую контрольную и были отстранены от работы. На реакторном заводе ГХК в хранилище ОЯТ при проведении регламентных работ не сработал механизм расцепления захвата штанги.

В г. Зеленогорске (Красноярске-45), недалеко от г. Канска, более 20 лет действует Электрохимический завод (ЭХЗ) по обогащению урана. На ЭХЗ, как и на других аналогичных предприятиях, образуются твердые и жидкие радиоактивные отходы. Твердые радиоактивные отходы размещаются в грунтовых могильниках на промплощадке ЭХЗ. Жидкие радиоактивные отходы сливаются в специальные бассейны, вынесенные за территорию завода. Общий объем двух бассейнов составляет 29 000 м<sup>3</sup>. Экологическую ситуацию в районе хранилищ радиоактивных отходов в течении 4 лет исследовали сотрудники Института геологии СО РАН. За время исследования было выявлено, что в бассейнах находится около 2 тонн урана и его распределение неравномерно по горизонтам бассейна. В нижней придонной части содержание урана может достигать до 300-500 г/т. В одном из бассейнов, по данным специалистов, существует дренаж загрязненных ураном вод в сторону близлежащей реки. По самым приблизительным оценкам, за 20 лет существования бассейнов возможен вынос 0.5 тонны урана в окружающую среду. Исследователями также отмечается присутствие радионуклида цезия-137 в пробах с промплощадки ЭХЗ, где концентрация цезия-137 достигает значений 425 Бк/к. Источник загрязнения цезием проб в концентрациях превышающих глобальные выпадения неясен.

Производственное объединение “Маяк” выросло на базе Комбината № 817 - первого в СССР предприятия по промышленному получению делящихся материалов - урана-235 и плутония-239 - для ядерной бомбы.

Комбинат был построен на Южном Урале, недалеко от старинных уральских городов Кыштыма и Касли. На южном берегу небольшого озера Иртяш было выбрано место для строительства жилого массива, а рядом, на южном берегу озера Кызыл-Таш соорудили первый промышленный объект Комбината - уран-графитовый реактор для наработки оружейного плутония. В настоящее время город, в котором живут работники ПО “Маяк” и члены их семей, носит название Озерск<sup>1</sup>

В состав предприятия первоначально вошли:

- уран-графитовый реактор;
- радиохимический завод по выделению плутония из облученного в реакторе урана;
- химико-металлургический завод по производству металлического плутония.

### **Уран-графитовый реактор**

22 июня 1948 года реактор после серии испытаний, начавшихся 7 июня, был выведен на проектную мощность.

При конструировании реактора, разумеется, были разработаны системы контроля за безопасностью технологического процесса. Главным образом контролировались расход воды, охлаждавшей урановые блоки, и влажность в трубах, заполненных графитом. В случае выхода реактора из заданного режима из аварийного технологического канала автоматически удалялся аварийный поглощающий нейтроны стержень. Можно представить сложность организации контроля за безопасностью производства, если при наличии более 1000 технологических каналов все измерения температуры и влажности производились вручную. Впрочем, для срочного выхода из рабочего режима существовали и другие системы, позволявшие производить аварийное охлаждение реактора при отключении электроэнергии, либо нарушениях подачи воды в систему охлаждения. Предусматривалась и возможность автоматического “заглушения” цепной реакции в случае прекращения подачи воды в реактор.

Тем не менее люди работали, рискуя здоровьем, а подчас и жизнью. Все работы по проектированию, испытанию и эксплуатации объектов Комбината велись в условиях жесткого лимита времени. Испытания, наладка и ввод в эксплуатацию агрегатов и систем производились, что называется, “на ходу”. Например, система разгрузки урановых блоков - операции, от которой зависела работа всего реактора, была проверена на стенде лишь на единичном канале.

Первая крупная авария на реакторе произошла уже в первые сутки работы реактора при выведении его на проектную мощность. 19 июня 1948 года из-за приоткрытия одного из

клапанов в технологическом канале в центре активной зоны возник дефицит охлаждающей воды. Реактор был остановлен, оставшиеся в графитовой кладке разрушенные урановые блоки были извлечены. Вскоре последовала еще одна авария. Однако в связи с тем, что на ликвидацию последствий первой аварии было потрачено 40 дней, руководители работ заместитель председателя Спецкомитета при Государственном Комитете обороны СССР Б. Л. Ванников (председателем Спецкомитета был Л. П. Берия) и академик И. В. Курчатов решили ликвидировать аварию при работающем реакторе.

Выполнение этого и последовавших аналогичных решений привело к переоблучению сменного персонала и бригады ремонтников. Ликвидация последствий аварийных ситуаций периодически приводила и к трагическому исходу.

Согласно «Общим санитарным нормам и правилам» охраны здоровья работающих на объектах Комбината № 817 дневная норма при шестичасовой смене устанавливалась в 1 мЗв (т.е. за год не более 300 мЗв). В случае аварии допустимым считалось однократное облучение в дозе 250 мЗв за период не более 15 минут. После такого облучения проводилось медицинское обследование пострадавшего, а затем следовали либо отпуск, либо работа, не связанная с воздействием радиации. Позднее, в 1952 году был введен более строгий норматив, допускавший дозу облучения за рабочую смену 0,5 мЗв (150 мЗв в год), и только в 1970 году были установлены правила, согласно которым годовой уровень облучения не должен превышать 50 мЗв.

### **Радиохимический завод.**

Первая продукция с атомного реактора - облученный уран с содержащимся в нем плутонием - поступила на радиохимический завод 22 декабря 1948 года, однако первая партия концентрата плутония была получена только в феврале 1949 года.

В начальный период работы завода экспериментальные данные о минимальных критических массах плутония в водных растворах отсутствовали. Поэтому практически было невозможно обосновать предельно допустимые количества плутония в отдельных видах оборудования, чтобы обеспечить ядерную безопасность. Необходимые данные были опубликованы лишь в 1955 году. Тем не менее аварий, связанных с самопроизвольными цепными реакциями, на заводе не возникало до 1953 года. Это было вызвано тем, что, с одной стороны, в первые годы не удавалось получить высокую степень обогащения плутонием, а, кроме того, под руководством И. В. Курчатова в 1951 году были экспериментально определены значения минимальных критических масс в растворах плутония и урана-235 с 75 %-ным обогащением.

И все же условия работы были опасны. Плутоний из массы сопровождавших примесей выскабливали вручную. Вследствие большой площади поверхности технологических аппаратов, трубопроводов и проч. плутоний оседал на стенках арматуры и

---

<sup>1</sup> В разное время город назывался Челябинск-40, Челябинск-65.



“пропадал”. Агрессивные растворы вызывали коррозию оборудования, нарушая его герметичность. Ремонтники, сотрудники аналитических и эксплуатационных служб практически постоянно работали в аварийном режиме, получая недопустимо высокие дозы облучения.

### **Химико-металлургический завод.**

Первая очередь завода закладывалась в переоборудованных складских помещениях, расположенных вблизи станции Татыш недалеко от города Кыштыма. Работы по переоборудованию помещений начались в 1947 году, а 26 февраля 1949 года на завод поступил первый конечный продукт с радиохимического завода, и в августе того же года были изготовлены первые детали из чистого плутония.

На этом заводе завершался технологический цикл изготовления “сердцевины” ядерной бомбы. В книге «Создание первой советской ядерной бомбы» под редакцией В.Н.Михайлова (Энергоиздат, 1995 г.), она описывается так: “Активным материалом ядерной бомбы является элемент плутоний  $\delta$ -фазы с удельной массой 15,8. Он изготовлен в виде полого шара, состоящего из двух половинок, которые, как и внешний шарик инициатора, спрессовываются в атмосфере никель-карбонил. Внешний диаметр шара 80-90 мм. Масса активного материала вместе с инициатором 763-1060 г. Между полушариями имеется прокладка из рифленого золота толщиной 0,1 мм.

Ядерное производство Комбината с самого начала представляло собой крайне опасный объект для работающих на нем. Еще в 1949 году были зарегистрированы первые случаи лучевой болезни. Смертельной опасности подвергались и люди, просто жившие вблизи комбината, ничего не знавшие об опасности и долгое время ничем не защищенные от нее. И состояние природной среды, которая определяет здоровье и благополучие людей, остается тревожным и по сей день.

Позднее был построен второй радиохимический завод, реконструировано и расширено металлургическое производство.

В настоящее время действующее реакторное производство ПО “Маяк” включает два реактора (остальные остановлены), производящих радионуклиды различного назначения.

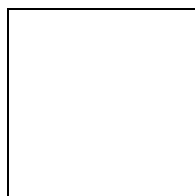
Завод радиоактивных изотопов стал одним из крупнейших мировых поставщиков радиоактивных источников и радиоактивных препаратов. В числе потребителей - известные фирмы Англии, Франции, США, Германии.

Приборный завод занимается разработкой и изготовлением средств измерения и автоматизации, обеспечивающих контроль и управление реакторных, радиохимических и других специализированных производств.

Таким образом, происходит постепенный переход предприятия на мирные рельсы, освоение новых, более совершенных технологий, с чем связано повышение уровня экологической безопасности современного производства.

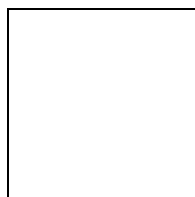
Вместе с тем, территория ПО “Маяк” и прилегающие к нему районы продолжают оставаться источником радиоэкологической опасности.

На начальном этапе работы предприятия жидкие РАО сбрасывались в р. Теча. В последующем в верхней части реки был построен каскад водоемов. Большая часть (по активности) жидких радиоактивных отходов сбрасывалась в оз.Карачай (водоём 9) и “Старое болото”. Пойма реки и донные отложения загрязнены, иловые отложения в верхней части реки рассматриваются как твёрдые РАО. Подземные воды в районе оз. Карачай и Теченского каскада водоёмов загрязнены.



***Рис. 15. Распространение загрязнения от водоема Карачай в горизонте подземных вод по состоянию на март 1994 года.***

Район ПО “Маяк” характеризуется высокой степенью загрязненности в результате аварии 1957 г. (взрыв емкости с жидкими РАО и образование Восточно-Уральского следа), ветрового уноса 1967 г. с берега оз. Карачай и предшествующей деятельности основных производств при выполнении оборонных программ.



***Рис. 16. Схема Течинского каскада водоемов***

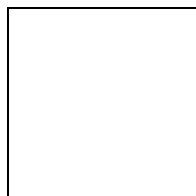
***Водоем №1 - оз. Иртяш; водоем № 2 - оз. Кызыл-Таш; Водоем №3 - Кокшаровский пруд; водоем №4 - Метлинский пруд, водоем №9 - оз. Карачай, водоем №17 - оз. Старое болото. Зубчатыми перемычками обозначены плотины.***

25 октября 2001 года пущена в эксплуатацию после реконструкции печь остекловывания жидких ВАО ЭП 500/3. Переработано 230 куб.м. ВАО, получено 38,96 т стекла с активностью около 9,820 млн. Ки. Остеклованные отходы размещены в хранилище 120/12. В отчетном периоде емкости-хранилища ВАО заполнены почти на 80 %. Активность хранящихся на предприятии жидких ВАО (комплекс "С" и здания 954, 954А, 153) составляет более 430 млн. Ки.

Среднеактивные и низкоактивные ЖРАО продолжают сбрасывать в оз. Карачай. Озеро Карачай остается потенциальным источником крупномасштабной радиационной аварии в случае уноса загрязненной воды под воздействием возможных смерчей. Образовавшаяся в районе оз.Карачай линза загрязненных подземных вод продолжает продвигаться к реке Мишеляк. Ее граница по нитрат - иону в южном направлении достигла долины реки Мишеляк. ПО "Маяк" в основном ограничивается пассивными мероприятиями

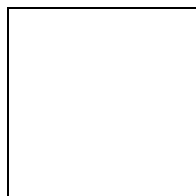
по мониторингу продвижения загрязненных вод, не принимая активных мер по ликвидации подземной линзы загрязненных вод или приостановке ее продвижения.

Наибольшую потенциальную опасность в настоящее время представляет Теченский каскад водоемов (ТКВ), созданный в середине 50-х годов для защиты открытой гидрографической сети от жидких РАО, прорыв плотин которого может привести к загрязнению радионуклидами значительных площадей в пойме реки Теча.



**Рис. 17. Участки загрязнения подземных вод в районе Течинского каскада водоемов.**

Плотина № 10 сооружена в 1956 г., но из-за высоких темпов заполнения водоема В-10 в 1964 г. сооружена плотина № 11, которая образовала новый водоем - В-11. Заполнение водоема жидкими РАО начато в 1966 г.



**Рис. 18. Схематическая карта Восточно-Уральского радиоактивного следа.**

В Теченском каскаде водоемов накоплено около  $3,1 \cdot 10^5$  Ки долгоживущих бета-активных нуклидов.

Теченский каскад водоемов (ТКВ) является источником загрязнения приземного слоя воздуха, поверхности, подземных и поверхностных вод. Распространение радионуклидов в окружающую природную среду происходит в результате выноса радиоактивных аэрозолей в атмосферу за счет ветрового разноса и загрязнения подземных вод за счет фильтрации загрязненных вод через борта водоемов и тело плотины № 11, большая часть которых разгружается в открытую гидрографическую систему реки Теча. Снижение уровня миграции загрязненных подземных вод возможно за счет снижения уровня водоема В-11.

Наиболее тяжелую потенциальную опасность представляет прорыв плотины № 11 и разовое крупномасштабное поступление до  $20 \cdot 10^8$  м<sup>3</sup> загрязненной радионуклидами воды с донными отложениями с суммарной активностью до  $15 - 20 \cdot 10^3$  Ки в открытую гидрографическую сеть, что грозит катастрофическими последствиями для речной системы Исеть - Тобол - Обь. Оценочные расчеты, выполненные ПО "Маяк", показали, что при полном разрушении плотин № 10 и № 11 приход фронта волны к ближайшему населенному пункту (пос. Муслимово) произойдет спустя, примерно, восемь часов после разрушения указанных плотин.

Поэтому первоочередной задачей безопасной эксплуатации ТКВ следует считать предотвращение максимальной допустимой отметки уровня воды в водоеме В-11 и обеспечение безопасности эксплуатации сооружений ТКВ (в частности, плотин 10 и 11).

В результате аномально высокого количества осадков уровень водоема В-11 в середине мая 2000 г. достиг разрешенной максимальной отметки 206,5 м и к 05.06.2000 г. превысил ее, достигнув отметки 206,62 м. Кроме того, в настоящее время ПО "Маяк" не имеет предусмотренных федеральным законом "О безопасности гидротехнических сооружений" лицензию на эксплуатацию гидротехнических сооружений Теченского каскада водоемов и утвержденную декларацию безопасности эксплуатации указанных сооружений, подтверждающую соответствие состояния гидротехнических сооружений и условий их эксплуатации критериям безопасности.

Первоочередными работами на ПО «Маяк», без выполнения которых невозможно обеспечить предотвращение риска возможных аварий и радиационную безопасность населения в регионе, являются:

- полное закрытие акватории оз.Карачай;
- завершение строительства цеха отверждения жидких среднеактивных отходов;
- перевод жидких высокоактивных отходов в твердые, безопасные при хранении формы путем остекловывания;
- ликвидация таких источников радиоактивного загрязнения территории, как выведенные из эксплуатации и имеющие высокие уровни загрязнения (в том числе и плутонием) технологические здания;
- экологическая реабилитация (ликвидация) водоема № 17, который после ликвидации оз. Карачай станет основным источником потенциальной радиационной опасности;
- стабилизация и снижение уровня воды в Теченском каскаде промышленных водоемов;
- локализация загрязненных подземных вод, сформировавшихся под оз. Карачай.

#### **Основные инциденты на ПО «Маяк»:**

15.03.53 г. – СЦР на заводе № 25. Переоблучен персонал завода;

13.10.54 г. - разрыв технологического оборудования и разрушение частей здания;

21.04.57 г. – СЦР на заводе № 20 в сборнике оксалатных декантатов после фильтрации осадка оксалата обогащенного урана. Шесть человек получили дозы облучения от 300 до 1000 бэр (четыре женщины и два мужчины), одна женщина умерла;

29.07.57 г. взрыв хранилища радиоактивных отходов;

02.10.58 г. СЦР на заводе № 20. Проводились опыты по определению критической массы обогащенного урана в цилиндрической емкости при различных концентрациях урана в растворе. Персонал нарушил правила и инструкции по работе с ЯДМ. В момент СЦР персонал получил

дозы облучения от 7600 до 13000 бэр. Три человека погибло, один человек получил лучевую болезнь и ослеп;

28.07.59 г. разрыв технологического оборудования;

05.12.60 г. СЦР на заводе № 20. Пять человек были переоблучены;

26.02.62 г. взрыв в сорбционной колонне, разрушение оборудования;

07.09.62 г. – СЦР на заводе № 20. Три всплеска;

16.12.65 г. – СЦР на заводе № 20 продолжалась 14 часов;

10.12.68 г. – СЦР на заводе № 20. Раствор плутония был залит в цилиндрический контейнер с опасной геометрией. Один человек погиб, другой получил высокую дозу облучения и лучевую болезнь, после которой ему были ампутированы две ноги и правая рука;

11.02.76 г. радиохимический завод по переработке ОЯТ, отделение экстракционной очистки растворов энергетического плутония. В результате неквалифицированных действий персонала произошло развитие автокаталитической реакции концентрированной азотной кислоты с органической жидкостью сложного состава. Аппарат взорвался, были разрушены площадки КИПиА, перегородки и перекрытия каньона. Имело место радиоактивное загрязнение помещений ремонтной зоны и прилегающего участка территории завода. Индекс по шкале INEC – 3;

02.10.84 г. взрыв на вакуумном оборудовании реактора;

16.11.90 г. взрывная реакция в емкостях с реагентом. Два человека получили химические ожоги, один погиб;

авария на радиоизотопном заводе ПО "Маяк" 17 июля 1993 г. с разрушением сорбционной колонны и выбросом в окружающую среду незначительного количества альфа-аэрозолей. Разгерметизация колонны СН-04 на радиоизотопном заводе ПО "Маяк" произошла под действием газов, выделившихся при экзотермическом саморазложении сорбента (анионит ВП-1АП) за счет взаимодействия с нитратами при повышении температуры в слое сорбента до 130<sup>0</sup> С. Газовыделение было очень интенсивным, близким к взрыву. Разогрев смолы до столь высокой температуры произошел за счет осушения слоя сорбента и сорбции на нем значительного количества плутония-238 (около 400 г). Выброс альфа-аэрозолей не превысил 0,2 мКи, или 3% суточного предельно допустимого уровня для ПО "Маяк". При этом радиационный выброс был локализован в пределах производственных помещений цеха.

авария 2 августа 1993 г. на линии выдачи пульпы с установки по очистке жидких РАО (завод 22 ПО "Маяк") произошел инцидент, связанный с разгерметизацией трубопровода (в результате коррозии) и попаданием около 2 м<sup>3</sup> радиоактивной пульпы на поверхность земли (на промплощадке), при этом оказалось загрязненной около 100 м<sup>2</sup> поверхности. Разгерметизация трубопровода привела к вытеканию на поверхность земли радиоактивной

пульпы активностью около 0,3 Ки. Радиоактивный след был локализован, загрязненный грунт вывезен.

27 декабря 1993 г. произошел инцидент на радиоизотопном заводе ПО "Маяк", где при замене фильтра ФПП на установке 3 произошел выброс в атмосферу радиоактивных аэрозолей. Выброс составлял по альфа-активности 0,033 Ки, по бета-активности 0,36 мКи.

4 февраля 1994 г. на заводе № 235 ПО «Маяк» зафиксирован повышенный выброс радиоактивных аэрозолей: по бета-активности 2-суточных уровней, по  $Cs^{137}$  суточных уровней, суммарная активность 15.7 мКи. Место образования аэрозоля – опорожненные гидрозатворы остановленной печи остеклования.

30 марта 1994 г. при переходе на резервный вентилятор на заводе № 45 ПО «Маяк» было зафиксировано превышение суточного выброса по цезию-137 в 3, бета-активности – 1.7, альфа-активности – в 1.9 раза.

С 20 по 23 мая 1994 г. по системе вентиляции здания 120/12 завода № 235 ПО «Маяк» произошел выброс суммарной активностью 10.4 мКи бета-аэрозолей. Выброс по цезию-137 составил 83 % от установленного контрольного уровня.

7 июля 1994 г. на приборном заводе № 40 ПО «Маяк» обнаружено радиоактивное пятно площадью несколько квадратных дециметров. Мощность экспозиционной дозы составила 500 мкР/с. Пятно образовалось в результате протечек из заглушенной канализации завода № 45.

31 августа 1994 г. зарегистрирован повышенный выброс радионуклидов в атмосферную трубу здания 101 радиохимического завода ПО «Маяк». Суммарный выброс составил 238.8 мКи, в том числе доля  $Cs^{137}$  составила 4.36 % годового предельно допустимого выброса (ПДВ) этого радионуклида. Причиной повышенного выброса радионуклидов явилась разгерметизация ТВЭЛ ОТВС реактора ВВЭР-440 при проведении штатной операции отрезки холостых концов ОТВС в результате возникновения неконтролируемой электрической дуги, приведшей к термическому разрушению оболочки нескольких ТВЭЛ. При расследовании установлено, что исполнителями были допущены нарушения рабочих и должностных инструкций.

24 марта 1995 г. на заводе № 235 ПО «Маяк» зафиксировано превышение на 19 % нормы загрузки аппарата АД-6531-1 плутонием, что можно рассматривать как ядерно-опасный инцидент. Причиной инцидента послужили нарушения работниками предприятия технологических регламентов.

15 августа 1995 г. на печи остекловывания высокоактивных ЖРО ЭП-500/1-р была обнаружена течь охлаждающей воды в подпечное пространство. Эксплуатация печи в регламентном режиме была прекращена. Вероятная причина протечки – поступление конденсата одного из разгерметизировавшихся элементов контура системы охлаждения.

21 декабря 1995 г. при разделке термометрического канала произошло облучение четырех работников ПО «Маяк» (1.69, 0.59, 0.45, 0.34 бэр). Причина инцидента - нарушение работниками предприятия технологических регламентов.

24 июля 1995 г. на заводе № 45 произошел выброс аэрозолей цезия-137, величина которого составила 0.27 % годовой величины ПДВ для предприятия. Причина – возгорание фильтрующей ткани в камере Г-1 установки № 8.

14 сентября 1995 г. на заводе № 235 при замене чехлов и смазке шаговых манипуляторов самопишущим и сигнализирующим приборами было зарегистрировано резкое повышение загрязнения воздуха в операторской альфа-нуклидами. Руководство цеха признало основной причиной происшествия неосторожные действия работников при замене чехлов.

22.10.96 г. на заводе № 235 в цехе № 4, где осуществляется прием и длительное хранение жидких высокоактивных отходов радиохимического производства, произошла разгерметизация змеевика охлаждающей воды одной из емкостей-хранилищ высокоактивных отходов. В результате произошло загрязнение трубопроводов системы охлаждения хранилищ – через образовавшиеся свищи на змеевике радионуклиды попали в систему подачи промышленной воды на охлаждение емкостей хранилищ. В результате данного инцидента 10 работников отделения получили радиоактивное облучение от  $2.23 \cdot 10^{-3}$  до  $4.8 \cdot 10^{-2}$  Зв.

20.11.96 г. на химико-металлургическом заводе при проведении ППР на электрооборудовании вытяжного вентилятора произошел аэрозольный выброс радионуклидов в атмосферу, который составил 10 % от разрешенного годового выброса завода.

27.08.97 г. в здании цеха № 4 завода РТ-1 в одном из помещений было обнаружено загрязнение пола площадью от 1 до 2 м<sup>2</sup>, мощность дозы гамма-излучения от пятна составляла от 40 до 200 мкР/с. Загрязнение образовалось в результате переполнения приемка шагающего конвейера печи ЭП-500/2 из-за течи вентиля при отмывке коллектора десорбирующим раствором.

06.10.97 г. было зафиксировано повышение радиоактивного фона в монтажном здании 954 завода РТ-1. Замер мощности экспозиционной дозы показал величину до 300 мкР/с, в отдельных точках - до 1000 мкР/с. Источником создания радиационного фона оказался коллектор промышленной воды, подготовленный к ремонту и освобожденный в связи с этим от воды.

23.09.98 г. при подъеме мощности реактора ЛФ-2 («Людмила») после срабатывания АЗ допустимый уровень мощности был превышен на 10%. В результате в нескольких технологических каналах был превышен допустимый уровень подогрева воды, и в трех каналах произошла разгерметизация части ТВЭЛов, что привело к загрязнению оборудования и трубопроводов первого контура. Содержание ксенона-133 в выбросе из

реактора в течение 10 дней превысило годовой допустимый уровень. Реактор остановлен на планово-предупредительный ремонт.

09.09.2000 г. произошло отключение на ПО "Маяк" энергоснабжения на 1,5 часа, которое могло привести к возникновению аварии. Уральский межрегиональный территориальный округ Госатомнадзора обратился в природоохранную прокуратуру Челябинской области о проведении расследования этого события. Прокуратура, рассмотрев обращение округа, приняла решение не возбуждать уголовного дела из-за отсутствия аварийных последствий.

#### **Новосибирский завод химических концентратов (АО «НЗХК»).**

Совет Министров СССР Постановлением от 25 сентября 1948г за № 3578 обязал Министерство (Главное Управление при Совете Министров) начать строительство завода на бывшей площадке автозавода в городе Новосибирске.

Основное производство АО «НЗХК»:

- топливо из естественного урана в алюминиевых оболочках для промышленных реакторов;
- ВОУ-топливо для исследовательских реакторов и реакторов других типов;



- ТВС для реакторов типа ВВЭР-1000;
- Производство лития и литиевых продуктов.



Таблица 34

**Техническая характеристика тепловыделяющей сборки ВВЭР-1000**

Длина ТВС, мм	4570
Масса ТВС, кг	681
Форма ТВС в поперечном сечении	шестигранник
Размер шестигранника «под ключ», мм	234
Количество тепловыделяющих элементов, шт.	312
Количество направляющих каналов, шт.	18
Количество дистанционирующих решеток, шт.	15
Основной шаг дистанционирующих	255

решеток по высоте, мм	
Высота дистанционирующей решетки, мм	20
Шаг тепловыделяющих элементов, мм	12.75
Наружный диаметр оболочки твэл, мм	9.1
Толщина оболочки твэл, мм	0.62
Материал оболочки твэл	Zr+1%Nb
Топливо в виде таблеток	UO <sub>2</sub>
Обогащение топлива по U235	1.6 ...4.4
Высота топливного столба, мм	3530
Масса топлива в кассете, кг	455.5
Срок работы ТВС в активной зоне, год	4

Тепловыделяющая сборка представляет собой конструкцию из 312 твэлов, закрепленных в каркасе из 18 направляющих каналов, 15 дистанционирующих и одной нижней решетки. Концевые детали служат для фиксации кассеты в установочных гнездах активной зоны. Верхняя концевая деталь содержит пружинный блок компенсации термического удлинения кассеты и допусков на изготовление реактора. Верхняя концевая деталь является съемной, что обеспечивает возможность замены твэлов при перегрузках активной зоны. Нижняя концевая деталь (хвостовик) обеспечивает установку ТВС в реакторе и проток теплоносителя. Основные конструктивные особенности ТВС связаны, прежде всего, с формой ее поперечного сечения. В отличие от мировых аналогов конструкций ТВС, базирующихся на прямоугольной форме, ТВС ВВЭР-1000 имеет гексагональное сечение и поле распределения твэлов. Такая схема рассеяния твэлов обеспечивает высокую равномерность потока теплоносителя и более благоприятное водно-урановое соотношение в

активной зоне. Гексагональная форма гарантирует сохранность ТВС при транспортно-технологических операциях в производстве и на АЭС.

#### **Инциденты, произошедшие на АО «НЗХК»:**

21 апреля 1994 г. в цехе № 1 произошел пожар в боксе печи № 2 для сжигания бедных урансодержащих отходов. В боксе хранились (перед сжиганием) отходы полотен фильтров, отработанные перчатки, ветошь и другие сгораемые материалы.

3 мая 1995 г. на территории хвостохранилища по не установленной причине произошло возгорание. Пожар был локализован и ликвидирован в течении 4-х часов.

15 мая 1997 г. в цехе № 1 основного производства в двух сообщающихся емкостях для сбора травильных растворов, расположенных в необслуживаемом помещении, возникла СЦР. В течение двух последующих суток отмечено 5 вспышек цепной реакции, что свидетельствовало о том, что установка находилась в околокритическом состоянии. Мощность дозы в непосредственной близости от емкости составляла 10 Р/с. Причиной СЦР явилось накопление высокообогащенного урана в емкостях, имеющих ядерно-опасные геометрические размеры. Емкости были неправомерно отнесены к безопасному виду оборудования, вследствие чего не были установлены и не контролировались ограничения на технологические параметры, важные для обеспечения ядерной безопасности.

#### **Уральский электрохимический комбинат (Свердловск-44) (УЭХК), г.Новоуральск.**

УЭХК - один из первенцев атомной индустрии России - вошел в строй в 1949 году. Расположен в 50 км от г.Екатеринбурга. УЭХК экспортирует обогащенный уран на Запад с 1973 г. На комплексе работают несколько обогатительных каскадов, составленных из центрифуг четвертого и пятого поколения. Каскады располагаются в пяти зданиях. Производительность завода обеспечивает 49 % всех российских мощностей, что составляет 10 млн. ЕРР/год. В 1989 году производство оружейного урана на комбинате было полностью прекращено. С осени 1994 г. на УЭХК было введено в эксплуатацию производство по разобогащению оружейного урана. УЭХК является основным предприятием, вовлеченным в преобразование 500 тонн ВОУ от оружия для получения НОУ со степенью обогащения 4.4 %. Предприятие способно перерабатывать до 10 тонн ВОУ ежегодно. Комбинат также нарабатывает уран обогащением 1.5 % для разбавления ВОУ.

#### **Инциденты, произошедшие на УЭХК.**

1 апреля 1995 г. на комбинате в химико-металлургическом цехе на участке фторирования закиси-оксида урана произошло газовыделение урана из камеры керамического фильтра

установки горизонтальных реакторов. Инцидент произошел из-за разгерметизации керамического фильтра и забивки технологических коммуникаций. Выброс радионуклидов из вентиляционных систем здания цеха за период с 1 по 4 апреля 1995 г. составил 4.9 мКи, что примерно равняется месячному выбросу при нормальной работе. Безвозвратные потери урана за указанный период составили 80 г.

В 1997 г. при проведении инспекторской проверки состояния оборудования УЭХК выявлено, что 8 % аппаратов в цехе ревизии и 10.1 % аппаратов в химико-металлургическом цехе имеют деформации.

03.03.95 г. на комбинате при перевозке емкостей, заполненными огарками после фторирования высокообогащенного урана, в кузове машины произошло выпадение из ячейки стеллажа с последующим образованием (при движении машины) зазора между крышкой емкости и ее корпусом. При открытии двери кузова автомашины емкость выпала из машины на пол участка хранения, и из нее просыпался порошок. Причина инцидента – нарушения работниками предприятия технологических регламентов. В течение трех суток о происшествии и наличии загрязнения не было сообщено руководителям комбината.

02.02.99 г. автомобиль, перевозивший пустой ресивер из-под технологического раствора, был зажат створкой ворот КПП из-за невнимательности контролера, и 04.02.99 г. автомобиль, на котором находился контейнер с пятью осадительными емкостями, содержащими гексафторид урана, ударил бортом створку ворот. Причина аварии - ошибка водителя.

24.10.99 г. на конденсационно-испарительной установке технологического цеха № 53 с аппаратчиком произошел несчастный случай при повреждении соединительных патрубков коллектора с осадительной емкостью вместимостью 24 л, содержащей 193 г соединений урана с массовой долей урана-235 2.5 % и фтористый водород. Причиной аварии явился взрыв жидкого кислорода в сосуде охлаждения в результате его взаимодействия с органическими веществами из-за нарушений в организации работы и допущенных отступлений от требований инструкции по эксплуатации оборудования.

27.05.99 г. при снятии с коллектора упаковки вместимостью 6 л произошло рассыпание до 10 г гексафторида урана. Поступление урана через органы дыхания в организм работников (2 человека) составило двукратную величину от допустимого суточного поступления.

03.09.99 г. на территории открытой площадки хранилища ядерных материалов произошла разгерметизация емкости, в которой находился отвалный гексафторид. Часть продукта рассыпалась. Там же 15.09.99 г. обнаружена емкость с гексафторидом урана с поврежденным дном.

13.02.99 г. на участке "Челнок" УЭХК при разогреве емкости вместимостью 2,5 м<sup>3</sup> с обедненным гексафторидом урана произошел выход гексафторида урана в объем установки термостатирования из-за разгерметизации соединительного патрубка.

### **Производственное объединение "Чепецкий механический завод"**

**(ПО «ЧМЗ» г.Глазов)**

ОАО "Чепецкий механический завод", входящее в состав открытого акционерного общества "ТВЭЛ", - крупнейший в России производитель изделий из циркониевых сплавов, природного и обедненного урана, металлического кальция и его соединений. За полвека существования завода на ОАО «ЧМЗ» созданы и отработаны технологии получения бинарных и многокомпонентных циркониевых сплавов и изделий из них, используемых не только на предприятиях атомной энергетики, но и в химической, нефтегазовой, медицинской и пищевой отраслях промышленности.

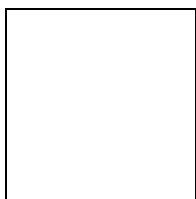
ОАО "Чепецкий механический завод" занимает одну из ключевых позиций в технологическом цикле изготовления ядерного топлива в России на основе природного урана. Продукция из природного урана выпускается в виде слитков, порошка металлического урана, оксида урана и тетрафторида урана. Наряду с продукцией из

природного урана предприятие выпускает изделия из обедненного металлического урана. Его применение определяется высоким удельным весом, способностью задерживать ионизирующее излучение, особыми механическими свойствами.

ОАО «ЧМЗ» обладает технологией обработки обедненного урана, позволяющей производить широкую гамму сплавов на его основе с требуемыми физическими, механическими и эксплуатационными свойствами. Продукция из обедненного урана может выпускаться в виде слитков, прутков, плит, листов и изделий любой сложной конфигурации.

### **Основные причины возникновения аварийных ситуаций на предприятиях ЯТЦ России.**

Начиная с 1949 г. на предприятиях ЯТЦ в целом произошло более 250 аварий, что доказывает их высокую опасность. Общее количество нарушений в работе предприятий ЯТЦ за последние 8 лет составило 39. На диаграмме 7 показано распределение инцидентов по годам.



*Диаграмма 7. Количество нарушений в работе ЯТЦ России.*

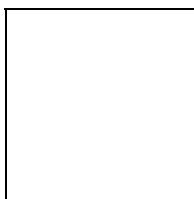
В результате анализа причин и обстоятельств нарушений в работе предприятий ЯТЦ России выявлены следующие основные причины:

- грубое нарушение технологии и технологических регламентов, недостаточная профессиональная подготовка и технологическая дисциплина отдельных специалистов и операторов;
- недостаточность технологических и неэффективность организационных мер по обеспечению безопасного ведения технологических процессов;
- неудовлетворительное техническое состояние оборудования и систем объектов на предприятиях ЯТЦ России;
- невыполнение графиков замены оборудования;
- ухудшение обеспечения персонала средствами индивидуальной защиты;
- слабый контроль за соблюдением технологических норм и требований со стороны специалистов и руководства технологических служб комбинатов, заводов и контролирующих служб Минатома;
- наличие ошибок в проектно-конструкторской документации;
- изменения, вносимые в технологии и аппаратурные схемы в одностороннем порядке, на большинстве предприятий Минатома России не согласовывались с разработчиками технологий и аппаратурных схем;
- отсутствие систематической работы (программы работ) по повышению технического уровня безопасности ядерно-, пожаро- и взрывоопасных производств (например, утвержденная программа по замене ядерно-опасного оборудования безопасным на ПО "Маяк" не выполняется);
- отсутствие пооперационного анализа опасных производств. Такой анализ отсутствует в проектах, а за время функционирования ЯТЦ практически ни на одном из них такой анализ не был запланирован и выполнен. Системный анализ безопасности заменялся работой комиссий, работавших, как правило, по факту аварий, в результате чего аварийные ситуации анализировались недостаточно, соответственно были неполными мероприятия по их устранению. Примером тому служат аварийные режимы 1982-1985 гг. на радиохимическом заводе СХК. Мероприятия по имевшим место аварийным режимам выполнялись в течение семи лет (с 1986 по 1992 г.), однако в апреле 1993 г. на том же аппарате 6102/2 произошел взрыв, инициировавший радиационную аварию;
- продолжающиеся инциденты на предприятиях ЯТЦ, сопровождающиеся, как правило, выбросами радиоактивных веществ в окружающую среду, происходят из-за грубых нарушений технологии и технологических регламентов, недостаточной профессиональной подготовки и низкой технологической дисциплины отдельных специалистов и операторов, недостаточности технологических и неэффективности организационных мер по обеспечению безопасного ведения технологических процессов, неудовлетворительного технического состояния оборудования и систем объектов предприятий ЯТЦ России;

- на предприятиях ЯТЦ отсутствуют достаточные мощности по утилизации радиоактивных отходов всех уровней активности.

### **Промышленные реакторы.**

На настоящее время на различных стадиях жизненного цикла находится 18 промышленных реакторов, размещенных на 3-х предприятиях ЯТЦ Минатома (13 реакторов в стадии снятия с эксплуатации и пять реакторов эксплуатируется).



***Фото 6. Пульт управления промышленным реактором на ГХК***

Среди них следующие:

- на СХК г.Северск реакторы И-1, ЭИ-2, АДЭ-3 в стадии снятия с эксплуатации. Реакторы – АДЭ-4 (1964г.) и АДЭ-5 (1965 г.) в эксплуатации (производство электроэнергии и тепла);
- на ГХК г.Железногорск реакторы АД и АДЭ-1 в стадии снятия с эксплуатации. Реактор АДЭ-2 в эксплуатации (1964 г.) (производство электроэнергии и тепла);
- на ПО «Маяк» г.Озерск реакторы А, АВ-1, АВ-2, АВ-3, АИ, ОК-180, ОК-190 и ОК-190М в стадии снятия с эксплуатации. Реакторы Р-1 (1979 г.) и ЛФ-2 (1988 г.) в эксплуатации.

Вся история существования промышленных реакторов всегда носила засекреченный характер, т.к. основное их назначение заключалось в наработке главным образом плутония, направляемого в дальнейшем на радиохимические заводы для извлечения последнего.

Количество ядерных и радиационных аварий на них происходивших, а также количество эксплуатационного персонала переоблученного при их эксплуатации измеряется тысячами человек.

Так например, в 1949 г. были часты случаи облучения персонала дозами от 200 до 500 сЗв в год.

Вот только некоторые факты из прошлого и настоящего промышленных реакторов:

- первая авария произошла в первый же день работы реактора - А. Случилась она 19.06.48 г. В одном из каналов реактора прекратился приток охлаждающей воды и произошло частичное расплавление активной зоны («козел»). Реактор был остановлен, до 30 июня проводились работы по очистке каналов от сплавленных частей графита, урана и алюминиевых оболочек;
- следующая авария произошла 25.07.48 г. и опять с расплавлением активной зоны реактора. Для ремонта требовалось остановить наработку плутония. Однако руководители работ приняли другое решение; о проведении работ в активной зоне реактора без его остановки. Это привело к сильнейшему загрязнению помещений и переоблучению персонала;
- 16.07.96 г. произошло несанкционированное срабатывание системы СУЗ реактора «ЛФ-2»;
- в 1997 г. на реакторе «ЛФ-2» из-за технических неисправностей в СУЗ произошло ложное срабатывание АЗ;
- 23.09.98 г. при подъеме мощности реактора ЛФ-2 после срабатывания АЗ допустимый уровень мощности был превышен на 10%. В результате в нескольких технологических каналах был превышен допустимый уровень подогрева воды и в трех каналах произошла разгерметизация части ТВЭЛов, что привело к загрязнению оборудования и трубопроводов первого контура. Содержание ксенона-133 в выбросе из реактора в течение 10 дней превысило годовой допустимый уровень. Реактор остановлен на планово-предупредительный ремонт;
- 14.06.99 г. в 14 час 10 мин в центральном зале двухцелевого промышленного уран-графитового реактора АДЭ-4 реакторного завода СХК при проведении регламентных работ по загрузке блоков типа ДАВ—90 в технологический канал (ТК) реактора, в результате ошибки оператора был открыт загруженный блоками ДАВ—90 работающий канал, вследствие чего облученные блоки ДАВ—90 из-за пропуска обратного клапана ТК вышли на плитный настил. При этом два человека получили дозу облучения в 1,5 и 3,0 годовые ПДД.



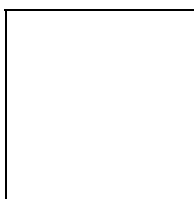
Анализируя инциденты продолжающие происходить на промышленных реакторах, можно прийти к выводу, что причинами нарушений, как правило, являются нарушения регламентов и требований нормативной документации, невыполнение требований к подготовке работников и допуску их к работе, к организации работ и осуществлению ведомственного контроля.

Кроме этого, хотелось отметить следующие недостатки эксплуатируемых промышленных реакторов:

- не проведена оценка герметичности помещений первого контура и систем локализации для реакторов Р и ЛФ-2 ;
- отсутствуют в полном объеме (на реакторах Р и ЛФ-2) резервные щиты управления;
- на реакторе ЛФ-2 не предусмотрены система или устройства, защищающие оборудование первого контура от превышения давления или температуры;
- проектом реактора ЛФ-2 не предусмотрена установка образцов свидетелей для контроля за состоянием металла первого контура;
- не обеспечивается резерв существующей совместной системы надежного электроснабжения реакторов Р и ЛФ-2;
- для реактора АДЭ-2 не были предусмотрены или вообще отсутствуют : система охлаждения активной зоны при аварии с разрывом первого контура реактора на мощности; плотная оболочка вокруг реактора; перечень исходных аварийных событий, оформленных в установленном порядке и утвержденных Госатомнадзором России. Проектная система отвода пароводяной смеси из реакторного пространства позволяет справиться с одновременным разрывом не более семи технологических каналов (одновременный разрыв большего числа каналов должен привести к разрушению верхней защитной конструкции реактора и свободному выходу продуктов деления в окружающую среду, как это было при Чернобыльской аварии).

#### **Снятие с эксплуатации промышленных реакторов.**

Радиационная опасность остановленных промышленных реакторов обусловлена активацией быстрыми нейтронами металлоконструкций (с образованием радиоактивных нуклидов кобальта, железа и марганца), азота (с образованием углерода-14) и лития (с образованием трития).



***Фото 7. Закрытие промышленного реактора на ГХК.***

Кроме того, в результате многочисленных аварий, имевших место при эксплуатации первых реакторов, в графитовых кладках находится относительно большое количество

продуктов деления урана, попавшего в графитовые кладки при сверлении разрушившихся тепловыделяющих элементов, частично с образованием карбидов.

Особую опасность представляют углерод и тритий, которые могут активно участвовать во всех биологических процессах и практически не выводятся из организма человека.

Аварии и длительная эксплуатация реакторов привели к накоплению дефектов графитовых кладок (растрескивание, усадка и распухание блоков, искривление колонн).

Разработанные проекты снятия с эксплуатации промышленных реакторов имеют следующие недостатки:

- отсутствуют общие требования к системе контроля состояния основных несущих металлоконструкций, необходимых для оценки несущей способности конструкций в течение 30-50 лет. Следствием этого является невозможность определения срока службы металлоконструкций ввиду неопределенности их состояния и, соответственно, отсутствие оптимальных вариантов укрепления металлоконструкций, что ведет к задержке работ по снятию с эксплуатации;
- отсутствуют доказательства невозможности образования в отглушенных пространствах взрывчатых газовых смесей под воздействием остаточной радиации;
- нет конкретных планов по оптимизации дозовых нагрузок и материальных затрат на демонтаж реакторов;
- не разработаны способы демонтажа и обращения с образующимися при этом отходами разного уровня и разных видов радиоактивности.

При выполнении работ по снятию с эксплуатации промышленных реакторов необходимо учитывать следующие обстоятельства:

- все остановленные реакторы расположены в местах с большим количеством грунтовых вод и являются активными их загрязнителями, т.е. необходимо определение требований с последующей разработкой технических решений по предотвращению выноса радиоактивности;
- на территории реакторных заводов имеются захоронения и хранилища радиоактивных отходов разных типов;
- при разборке графитовых кладок реакторов А, АИ, и АВ-2 (ПО «Маяк») необходимо учитывать, что кладки имеют большие каверны, заделанные пастой на основе бакелитового лака.

### **Конверсия активных зон российских уран-графитовых двухцелевых ядерных реакторов**

В 1995 году было достигнуто соглашение между Россией и США о прекращении производства оружейного плутония, предназначенного для изготовления ядерных боеприпасов. Плутоний оружейного качества нарабатывается в процессе эксплуатации трёх двухцелевых уран-графитовых реакторов - двух в Северске и одного в Железногорске

(Красноярск-26). Сложность ситуации с прекращением производства оружейного плутония состоит в том, что тепловая энергия, вырабатываемая этими реакторами, служит основным источником отопления для 300 - 400 тысяч жителей городов Томска, Северска и Железногорска.

Выдвинута и зафиксирована в соглашении между Россией и США идея конверсии активных зон, т.е. переделки действующих реакторов так, чтобы их работа и генерация тепла не приводили к производству плутония оружейного качества при одновременном повышении безопасности.

Реализация соглашения между Россией и США по конверсии активных зон реакторов в г.Северске и г.Железногорске характеризуется следующими основными проблемами: предложенная РНЦ “Курчатовский институт” конверсионная загрузка активной зоны реакторов имеет ряд принципиальных замечаний с точки зрения обеспечения безопасной эксплуатации этих реакторов. Эта загрузка не обладает достаточной теплотехнической надежностью; ряд теплотехнических параметров находится вблизи допустимых пределов, не обеспечивается должного запаса до критических значений. Надежность заглушения ядерной реакции предложенной решеткой стержней - поглотителей не обоснована в достаточной степени.

Отсутствует четкая координация и контроль за качеством выполнения работ в рамках проекта.

Не решен в полной мере вопрос обоснования выбора материалов для технологических каналов (алюминий или цирконий).

Ряд расчетов в обоснование безопасности не учитывает реальное состояние реакторных установок, обусловленное их длительной эксплуатацией (например, при расчете устойчивости графитовой кладки, рассматриваются “свежие” - графитовые блоки и т.п.).

Отсутствуют аттестованные в установленном порядке расчетные коды, используемые при обосновании безопасности (из предполагаемых к использованию кодов аттестовано не более 15-20%), что делает такие расчеты не надежными. Программы экспериментального обоснования проектных решений по важнейшим параметрам отсутствуют.

Есть серьезные опасения, что данное соглашение будет сорвано, и в основном по вине России.

### **Вопросы транспортировки ОЯТ**

Ежегодно в мире транспортируется около 10 млн. упаковок с радиоактивными веществами различного вида. В некоторых странах произошли аварии при перевозках радиоактивных веществ авиационным, автомобильным, морским, железнодорожным транспортом. **Только в США в 1971-1981 гг. произошло 108 аварий при перевозке РВ. Кроме этого, после террористических актов произошедших в США 11.09.2001 г. в стране на неопределенное время запрещена любая транспортировка РВ, РАО и ЯДМ по стране, как операция крайне опасная с точки зрения физической защиты ядерных материалов от несанкционированного доступа.**

Обеспечение безопасности транспортирования РВ, ЯДМ и изделий на их основе имеет большое значение в связи с наличием потенциального риска нанесения ущерба людям, окружающей среде и имуществу в процессе их перевозки, выполнения погрузочно-разгрузочных операций и промежуточного хранения.

Наличие такого риска обусловлено возможностью аварии транспортного или погрузочного средства, воздействием на упаковки разрушающих механических и тепловых нагрузок в процессе перевозки, которые могут привести к рассеянию РВ в окружающую среду, и облучением персонала сверх установленных норм при нарушениях правил безопасного обращения с упаковками.

В качестве примера хотелось привести информацию, подготовленную в коммюнике Министерства экологии Германии по фактам загрязнения спецконтейнеров, в которых перевозилось ОЯТ на перерабатывающий завод на мыс.Аг (Франция):

- в 1997 г. из 55 транспортов с немецких АЭС в 11 случаях зарегистрирована активность, превышающая  $4 \text{ Бк на } 1 \text{ см}^2$  – допустимую норму;

- в 6-ти случаях внутри железнодорожных вагонов обнаружены «горячие пятна» с максимальной активностью 13400 Бк;
- еще в пяти вагонах на полу обнаружены загрязненные участки с поверхностной активностью 13000 Бк на 1 см<sup>2</sup>;

В 1998 г. выявлено 4-е случая загрязнения при перевозках из Германии:

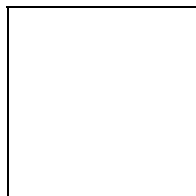
- в двух случаях на полу железнодорожных вагонов обнаружены пятна с максимальной активностью 10000 Бк на 1 см<sup>2</sup>;
- в нескольких случаях обнаружено загрязнение контейнеров с ОЯТ с гораздо меньшей активностью – порядка 20 Бк.

Конечно приведенные факты превышения активности не представляют опасности для здоровья людей, но такие факты обнародованы, и по ним приняты соответствующие меры по недопущению подобных инцидентов. Смеем предполагать, что подобные случаи у нас в стране не стали бы достоянием гласности, они были бы скрыты или вообще не обнаружены.

Состояние нормативной базы в области перевозок радиоактивных грузов нельзя оценить как удовлетворительное. Почти все нормативные документы в этой области устарели и требуют коренной переработки, поэтому предприятия, осуществляющие перевозки радиоактивных грузов, вынуждены руководствоваться многочисленными инструкциями, положениями, решениями, отдельные из которых противоречат друг другу и нормативным документам федерального уровня.

Кроме этого, показатель аварий и катастроф на транспорте (авиация, автомобиль, железная дорога, речной и морской транспорт) в России в 2-3 раза выше, чем в других промышленных странах.

Транспортировка тысяч тонн высокорadioактивного отработавшего ядерного топлива потребует больших усилий для создания высочайшей технологической культуры. Сегодня ответственность за решение этой задачи очень велика, так как авария не только на АЭС, но и при перевозке грузов с большой радиоактивностью может повредить здоровью большого числа людей, профессионально не имеющих отношения к ядерной технологии. Безопасность транспортировки имеет еще один важный аспект – межведомственный. Когда ОЯТ отправляется с АЭС в путь, оно попадает во власть целого ряда организаций, некомпетентных в вопросах безопасности ядерной энергетики, и это может проявиться там, где ожидается меньше всего. Кто ответит за происшествие – Министерство путей сообщения, Департаменты морского или авиационного транспорта или Минэнерго России, проложившее аварийный трубопровод вблизи пути следования транспорта? И если для безопасности АЭС первостепенное значение имеет уровень подготовки операторов, то в случае транспортировки отработавшего топлива на первое место становятся выбор безопасного маршрута и тщательно продуманный график движения контейнерного поезда.



**Фото 8. Перевозка отработавшего ядерного топлива железнодорожным транспортом**

Транспортировка является связующим звеном производственной деятельности предприятий (АЭС, предприятия ядерного топливного цикла, исследовательские ядерные центры, судовые установки гражданского и военного флотов и др.), осуществляющих обращение с радиоактивными материалами.

Номенклатура перевозимых по территории Российской Федерации радиоактивных материалов чрезвычайно широка: ядерные делящиеся материалы – ЯДМ, радиоактивные вещества – РВ, отработавшее ядерное топливо – ОЯТ и радиоактивные отходы, свежее ядерное топливо, уран и плутоний в различных химических соединениях (различном физическом состоянии и с различной степенью обогащения по делящимся нуклидам), изотопные источники, другие ЯМ и РВ. Их перевозка осуществляется наземным, водным и воздушным видом транспорта.

ОЯТ по России Минатом транспортирует в течение последних 25 лет. На смену первым отечественным вагонам-контейнерам ТК-НВ и ТК-АМБ, которые создавались до разработки национальной НД и учета мирового опыта, в конце 70-х – начале 80-х гг. XX века, появились вагоны-контейнеры: ТК-6, ТК-10, ТК-11 для ОЯТ ВВЭР-440,1000 и РБМК соответственно. В связи с отказом от переработки топлива РБМК вагоны-контейнеры ТК-11 стали использовать для перевозки на завод РТ-1 топлива БН-350 и БН-600. Для топлива ВВЭР-1000 в середине 80-х гг. XX века создан вагон-контейнер ТК-13, вагон-контейнер ТК-10 снят с производства. В таблице 35 приведены данные о типах вагонов-контейнеров и упаковках используемых при транспортировке ОЯТ.

*Таблица 35*

Тип вагона-контейнера и упаковки	Назначение	Годы создания	Число	Принадлежность	Срок эксплуатации	Вместимость
ТК-6	Для перевозки ОЯТ ВВЭР-440, 365, ВК-50 на ПО «Маяк»	1978-1985	15	ПО «Маяк»	30	По 30 ВВЭР-440,365, 18 ВК-50
ТК-10 с упаковкой ТУК-10В или ТУК-10В-1	Для перевозки ОЯТ ВВЭР-1000 серийных реакторов и НАЭС	1984-1986	7	ГХК	20	6 ВВЭР-1000
ТК-11 с упаковкой ТУК-11БН	Для перевозки ОЯТ БН-350, 600 на ПО «Маяк»	1983-1987	7	ПО «Маяк»	20	28 БН-350, 35 БН-600
ТК-13 с упаковкой ТУК-13 или	Для перевозки ОЯТ серийных ВВЭР-1000 на	1987-1991	12	ГХК	20	12 ВВЭР-1000

ТУК-13/1В	ГХК					
ТК-5 с упаковкой ТУК-19	Для перевозки ОЯТ исследовательских реакторов на ПО «Маяк»	1990	2 вагона с 16 контейнерами, 1 вагон с 4 контейнерами	ПО «Маяк» СФ НИКИЭТ	20	4-16 в зависимости и от типа ОТВС
ТК-ВГ-18 с упаковками ТУК-18	Для перевозки ОЯТ транспортных реакторов на ПО «Маяк»	1988-1989	4 вагона по 3 контейнера, 40 оборотных контейнеров	ПО «Маяк»	25	21-49 в зависимости и от типа
ТК-ВГ-18 с упаковками ТУК-32	Для перевозки ОЯТ на исследование и ПО «Маяк»	1994	1 вагон с 3 контейнерами	ГНЦ РФ-НИИАР	25	3-5 транспортных реакторов, 12 СМ-2 или 21 МИР 9 или 16 РБМК-1000
ТК-8 с упаковками ВТУК-8	Для внутристанционной перевозки ОЯТ РБМК-1000	1963, 1986, 1995	7, в том числе 1 2 3 1	ЛАЭС КАЭС САЭС ЧАЭС		
ТК-НВ с ВТУК	Для внутристанционной перевозки на НАЭС с ВВЭР-440,365	1963-1965	2	НАЭС	-	30 ВВЭР-440,365
Железнодорожная тележка с ВТУК Кастор ВВЭР-1000	Для внутристанционной перевозки на НАЭС с ВВЭР-1000	1983	1	НАЭС	25	12 ВВЭР-1000

Для перевозки ОЯТ разработаны и изготовлены 16 вагонов-контейнеров ТК-6. В настоящее время один контейнер выведен из эксплуатации вследствие значительного числа дефектов в корпусе. ТК-6 относится к контейнерам первого поколения. Его безопасность не обеспечена в полной мере конструкцией.

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

Транспортирование ОЯТ ВВЭР-1000 осуществляется с 1986 г. в вагонах-контейнерах ТК-10,13 и транспортных упаковочных комплектах ТУК-10В,13В. В данный момент в эксплуатации находятся 7 вагонов-контейнеров ТК-10 и 12 вагонов контейнеров ТК-13. По состоянию на начало 2000 г. в хранилище ГХК вывезено около 5600 отработавших ТВС (более 2300 т урана), в том числе с АЭС Украины около 2460 (более 1000 т урана).

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

Отработавшее топливо быстрых реакторов транспортируется в вагонах-контейнерах ТК-11. В эксплуатации находятся семь вагонов, которыми на ПО «Маяк» было перевезено 137.5 т ОЯТ БН-600 и 42 т БН-350.

Для перевозок ОЯТ исследовательских реакторов используется два типа упаковочных комплектов: ТУК-19 для ВВР-К, ВВР-Ц, ВВР-2, ВВР-С, ВВР-М, ИРТ, ИВВ, МР, СМ-2; ТУК-32 для СМ-2 и МИР.

ОЯТ транспортных ядерных реакторов с 1994 г. перевозится в вагонах-контейнерах ТК-ВГ-18 и транспортных радиационно-защитных упаковочных комплектах нового поколения по временным транспортно-технологическим схемам. В настоящее время находится в эксплуатации 8 ТК-ВГ-18 и 52 защитных контейнера ТУК-18.

### **Основные принципы обеспечения безопасности при транспортировании**

При выполнении операций, связанных с транспортированием РВ и ЯДМ, радиационную опасность представляют:

- ионизирующее излучение, создающее дозу облучения, превышающую значения, установленные нормами радиационной безопасности НРБ-99 для персонала категории А, непосредственно выполняющего погрузочно-разгрузочные работы, а также для лиц категории Б при транспортировании и промежуточном хранении упаковок;
- радиоактивное загрязнение поверхностей ТУК, ТС, оборудования и других грузов, находящихся на транспортном средстве;
- РВ, которые в аварийной ситуации или при неисправности ТУК могут попасть в окружающую среду и создать уровни загрязнения и концентрации радионуклидов в воде и окружающем воздухе сверх допустимых значений.

Радиационная безопасность при транспортировании РВ и ЯДМ обеспечивается выполнением следующих условий:

- соблюдением установленных требований и обеспечением качества при разработке, проектировании и изготовлении ТУК;
- проведением необходимого объема испытаний ТУК в соответствии с действующей НД;



- контролем радиационных характеристик перевозимых РВ и проведением испытаний специальных видов РВ таких, как РВ особого вида и РВ с низкой удельной активностью (НУА или LSA);
- контролем технического состояния ТУК (систем герметизации, элементов крепления и т.д.);
- соблюдением норм загрузки и условий размещения РВ или ЯДМ в полости ТУК, правильности установки нейтронных поглотителей и других элементов защиты согласно требованиям ЭД на ТУК;
- осуществлением дозиметрического и радиометрического контроля загрязненности поверхностей ТУК и ТС, мощности эквивалентной дозы излучения в установленных правилами контрольных точках;
- контролем технического состояния и исправности ТС, его обеспечением необходимыми средствами пожаротушения, контроля радиационной обстановки и аварийными средствами защиты;
- соблюдением правил безопасности при выполнении погрузочно-разгрузочных операций;
- соблюдением норм и правил погрузки упаковок на ТС, соблюдением установленных ограничений на взаимное расположение упаковок на ТС, а также по отношению к другим грузам;
- выполнением комплекса организационно-технических мероприятий по обеспечению безопасности перевозок, включая выбор оптимального маршрута и графика следования ТС, исключение несанкционированного доступа к упаковкам посторонних лиц (обеспечением физической защиты ЯДМ).

Важным условием обеспечения безопасности перевозок РВ является соответствие потенциальной опасности содержимого упаковки степени ее прочности, надежности и защитных свойств.

Выполнение этого условия достигается путем определения правилами видов перевозимых РВ и установления соответствующих требований к характеристикам и методам испытаний упаковочных комплектов.

### **Обзор основных нормативных документов по транспортированию**

Виды перевозимых РВ, требования к упаковочным комплектам и упаковкам, пределы действия НТД по транспортированию определяются и устанавливаются в зависимости от ряда характеристик РВ, основными из которых являются:

- активность РВ в упаковке (Ки, Бк),
- удельная активность (Ки/кг, Бк/г),
- объемная активность (Ки/л, Бк/см<sup>3</sup>),
- удельная поверхностная активность (мкКи/см<sup>2</sup>, Бк/см<sup>2</sup>),

- уровень загрязнения поверхности (част/см<sup>2</sup> с),
- масса ЯДМ в упаковке (кг, г),
- объемная концентрация ЯДМ в растворах (г/л),
- изотопный состав РВ и ЯДМ,
- агрегатное состояние РВ,
- физико-химические свойства РВ (растворимость в воде, температура плавления, разложения и т.д.).

Основными документами, регламентирующими внешние перевозки РВ и ЯДМ (за пределами предприятий), являются "Правила безопасности при транспортировании радиоактивных веществ" (ПБТРВ-73 и "Основные правила безопасности и физической защиты при перевозке ядерных материалов" (ОПБЗ-83).

Условием разграничения действия этих правил является масса ЯДМ в одной упаковке, равная 15 г. При массе ЯДМ менее 15 г перевозки осуществляются в соответствии с правилами ПБТРВ-73, определяющими нормы и требования обеспечения только радиационной безопасности. При большей массе ЯДМ в упаковке перевозки должны осуществляться в соответствии с правилами ОПБЗ-83, устанавливающими, кроме того, требования по обеспечению ядерной безопасности и физической защиты при перевозках ядерных материалов. При этом условия обеспечения ядерной безопасности должны выполняться при массе U<sup>235</sup> и Pu<sup>239</sup> более 300 г в одной упаковке при обогащении по U более 1%.

Правила ОПБЗ-83 не регламентируют перевозки ЯДМ воздушным транспортом. Такие перевозки, в частности, перевозки свежего топлива для энергетических реакторов, осуществляются на основе специальных требований.

Нижними пределами действия правил ПБТРВ-73 являются либо активность РВ в одной упаковке, равная 10 МЗА для большинства радионуклидов, либо удельная активность РВ, равная 74 Бк/г (0,002 мкКи/г).

Согласно ПБТРВ-73 РВ с параметрами ниже этих величин (кроме РАО) могут транспортироваться на общих основаниях транспортирования грузов, не опасных в радиационном отношении. Единственным ограничением в этом случае является не превышение МЭД на поверхности упаковки 300 мкР/ч.

Правила ПБТРВ-73 не устанавливают ограничений на перевозки природного и обедненного урана, необлученного тория и концентратов их руд, а также разрешают перевозку радиационных приборов с закрытыми источниками ионизирующего излучения (ИИИ) без ограничений по активности в собственной таре при условии согласования конструкции приборов органами Госсаннадзора России.

Необходимо отметить, что если РВ с удельной активностью менее 74 Бк/г относятся к категории РАО, то их транспортирование должно осуществляться в соответствии

с "Санитарными правилами обращения с радиоактивными отходами" (СПОРО-85). Нижние пределы действия этих правил устанавливаются по удельной активности для твердых РАО и по объемной активности для жидких, и составляют:

для жидких РАО - ДКБ, для твердых РАО:

- 74 Бк/г для бета-активных нуклидов;
- 7,4 Бк/г для альфа-активных нуклидов;
- 0,37 Бк/г для трансураниевых альфа-активных нуклидов;
- 31/К Бк/г (0.1 мкг экв.Ра/кг) для гамма-активных нуклидов.

Наибольшую потенциальную опасность представляют перевозки отработавшего ядерного топлива от атомных станций. Такие перевозки требуют принятия особых мер предосторожности в части контроля технического состояния ТУК, радиационного контроля, обеспечения физической защиты и организации процесса перевозки. Общие и специальные требования к перевозкам ОЯТ АЭС устанавливаются "Правилами ядерной безопасности при транспортировке ОЯТ" (ПБЯ-06-08-77) и "Правилами обеспечения радиационной безопасности при транспортировании ОЯТ от АС железнодорожным транспортом" ПРБ-88.

Основной объем перевозок РВ, ЯДМ и изделий на их основе в России выполняется специальным автомобильным и железнодорожным транспортом предприятий Минатома России. Такие перевозки, в дополнение к основным НД, регламентируются рядом отраслевых документов, определяющих организацию перевозок, осуществление радиационного контроля и мероприятия по ликвидации последствий аварий.

Необходимо отметить, что в указанных документах имеется ряд положений, противоречащих требованиям основных НД по перевозкам. В частности, допускается перевозка упаковок без нанесения знака радиационной опасности.

При выполнении перевозок РВ и ЯДМ автомобильным транспортом необходимо также руководствоваться требованиями "Инструкции по обеспечению безопасности перевозки опасных грузов" МВД СССР.

Основным документом, устанавливающим требования к перевозкам РВ и ЯДМ за рубежом, являются "Правила безопасной перевозки РВ" МАГАТЭ. Эти правила устанавливают полный объем требований как по обеспечению радиационной, так и ядерной безопасности упаковок и определяют существенно более широкий набор видов перевозимых РВ и типов упаковок для их перевозки по сравнению с действующими в России правилами.

В настоящее время на основе правил МАГАТЭ проводится разработка новых вариантов правил ПБТРВ-93 и ОПБЗ-93. Следует отметить, что введение этих правил вызовет серьезные трудности в связи с отсутствием технической базы для их практической реализации.

#### **Виды перевозимых РВ и типы упаковочных комплектов**

Правилами ПБТРВ-73 и ОПБЗ-83 определены два основных вида перевозимых РВ: РВ особого вида и РВ не особого вида, и два основных типа транспортных упаковочных комплектов: ТУК типа А и ТУК типа В.

Радиоактивным веществом особого вида называется нераспыляющееся твердое РВ или РВ, помещенное в закрытую капсулу, сконструированную таким образом, чтобы ее можно было открыть только путем разрушения. К РВ особого вида предъявляются требования по устойчивости к механическим и температурным воздействиям, которые далее будут указаны.

ТУК типа А предназначены для перевозок любых по радионуклидному составу РВ с ограничением их активности величинами:

А1 - для РВ особого вида,

А2 - для РВ не особого вида, значения которых для различных радионуклидов приведены в правилах.

Конструкция ТУК типа А должна выдерживать механические и тепловые нагрузки (обеспечивать нерасеяние РВ в окружающую среду и сохранять радиационно-защитные свойства), соответствующие нормальным условиям перевозки и при незначительных инцидентах.

ТУК типа В предназначены для перевозок больших количеств РВ с активностью, превышающей величины А1 или А2 для РВ соответствующего вида. Радионуклидный состав, предельная активность содержимого и другие его необходимые характеристики указываются в сертификате на конструкцию конкретного типа ТУК.

ТУК типа В должны выдерживать экстремальные механические и тепловые нагрузки, соответствующие аварийной ситуации. Виды, методы и критерии испытаний ТУК (допустимые потери РВ, увеличение МЭД на поверхности упаковки) как на нормальные, так и на аварийные условия перевозки устанавливаются правилами.

Более широкую классификацию перевозимых РВ и упаковок для них устанавливают "Правила безопасной перевозки радиоактивных веществ" МАГАТЭ и проект нового издания правил ПБТРВ-93.

Помимо РВ особого и не особого видов, перевозимых в зависимости от активности в ТУК типов А и В, этими правилами дополнительно устанавливаются два вида РВ: РВ с низкой удельной активностью (LSA или НУА, 3 группы) и объекты (не радиоактивные) с поверхностным радиоактивным загрязнением (SCO или ОПРЗ, 2 группы).

Нижний предел загрязненности предметов, относящихся к категории ОПРЗ-1, составляет  $0,4 \text{ Бк/см}^2$  для радионуклидов низкой токсичности и  $0,04 \text{ Бк/см}^2$  для альфа-излучателей высокой токсичности. Поскольку приведенные величины меньше соответствующих пределов загрязненности твердых объектов, относящихся к категории РАО согласно СПОРО-85 ( $50 \text{ част/см}^2 \text{ мин}$  для бета и гамма излучений и  $5 \text{ альфа-част./см}^2$

мин), то соответственно новый вариант правил ПБТРВ-93 регламентирует также все вопросы по перевозкам данной категории РАО.

Правилами определены четыре основных типа упаковок в зависимости от активности и физической формы их радиоактивного содержимого:

- упаковки, не подпадающие под действие правил,
- промышленные упаковки (ПУ; 3 типа),
- упаковки типа А,
- упаковки типа В (тип В(У) и тип В(М)).

Упаковочные комплекты типа В(У) в полной мере удовлетворяют требованиям нормативных документов, и безопасность их использования обеспечивается их конструкцией.

Упаковочные комплекты типа В(М) могут не удовлетворять одному или нескольким требованиям для ТУК типа В(У), и их использование при международных перевозках требует дополнительного согласования конструкции ТУК с компетентными органами стран транзита и грузополучателя.

Упаковки, не попадающие под действие правил, предназначены для перевозок достаточно малых количеств РВ, что позволяет существенно ограничить объем требований к их конструкции и условиям использования.

Промышленные упаковки, требования к которым устанавливаются новой редакцией правил ПБТРВ-93, предназначены для перевозок веществ с низкой удельной активностью или объектов с поверхностным радиоактивным загрязнением.

Кроме требований, предъявляемых к упаковкам, не попадающим под действие правил, промышленные упаковки должны удовлетворять требованиям для нормальных условий перевозки.

Определены три типа промышленных упаковок: ПУ-1, ПУ-2 и ПУ-3, отличающиеся уровнем требований по стойкости к механическим воздействиям, которые будут изложены далее.

ТУК типов А и В конструктивно могут быть выполнены в виде упаковочных комплектов, резервуаров или грузовых контейнеров.

#### **Характеристики упаковок и упаковочных комплектов**

Упаковки и ТУК, предназначенные для перевозок РВ, не содержащих ЯДМ в значимых количествах, имеют следующие характеристики:

- тип ТУК (А или В),
- вид ТУК (I, II или III),
- транспортный индекс (ТИ),
- транспортная категория.

Упаковки, содержащие ЯДМ в таких формах и количествах, при которых они попадают под действие требований по обеспечению ядерной безопасности, дополнительно характеризуются еще двумя параметрами:

- допустимым числом упаковок (ДЧУ),
- классом ядерной безопасности (ЯБ).

Кроме того, ТИ для упаковок с ЯДМ определяется несколько иным способом, чем для радиационных упаковок.

Правилами ПБТРВ-73 определены три вида ТУК типов А и В в зависимости от излучений перевозимых РВ:

- I - для перевозки РВ с альфа-, бета- и гамма-излучением,
- II - для РВ с нейтронным и гамма-излучением,
- III - для РВ с альфа- и бета-излучением.

Транспортный индекс (ТИ) является характеристикой упаковки, связки, резервуара, грузового контейнера или неупакованных объектов НУА-1 или ОПРЗ-1, которая используется для обеспечения контроля за радиационной безопасностью, для установления пределов содержимого определенных упаковок, связок и т.д., определения транспортной категории и необходимости перевозки в условиях исключительного использования (на условиях полного груза). ТИ также используется для определения норм погрузки упаковок в грузовой контейнер или на борт транспортного средства, и для установления требований к их размещению при транзитном хранении.

По правилам ПБТРВ-73 ТИ определяется как максимальный уровень излучения (в ед. мбэр/ч) на расстоянии 1 м от поверхности упаковки.

По правилам МАГАТЭ и ПБТРВ-93 ТИ для упаковок и связок определяется аналогичным образом, а для резервуаров, грузовых контейнеров и неупакованных НУА-1 и ОПРЗ-1 величина МЭД умножается на коэффициент, зависящий от размеров груза

Транспортная категория упаковки устанавливается в зависимости от наибольшего значения МЭД на наружной поверхности упаковки и ее ТИ. Эта характеристика служит для контроля за радиационной безопасностью (облучением персонала) при выполнении погрузочно-разгрузочных работ и для определения наряду с ТИ норм погрузки и условий перевозки радиационных упаковок.

Для упаковок, содержащих ядерные материалы, дополнительно определены следующие характеристики: допустимое число упаковок (ДЧУ) по правилам и класс ядерной безопасности (только по правилам ОПБЗ-83).

ДЧУ - это число упаковок, которые могут быть плотно сгруппированы в произвольной конфигурации при наличии отражателя из воды толщиной 20 см, определяемое из следующих двух условий:

- 5 неповрежденных упаковок являются подкритическими при произвольном размещении,

- 2 поврежденных упаковки с водородосодержащим замедлителем между упаковками в количестве, приводящем к наибольшему размножению нейтронов, (после проведения испытаний на нормальные условия перевозки и аварийные ситуации) остаются подкритичными.

Упаковки с ЯДМ относятся к I-му классу по ядерной безопасности, если выполняются условия:

- $K_{эфф} < 0,95$  в нормальных условиях перевозки и при аварийной ситуации,
- неповрежденные упаковки являются подкритичными в любом количестве и при любом размещении,
- 250 поврежденных упаковок остаются подкритичными при произвольном размещении и при окружении со всех сторон отражателем из воды.
- Упаковки с ЯДМ относятся ко II-му классу по ЯБ, если:
- $K_{эфф} < 0,95$  в нормальных и аварийных условиях,
- неповрежденные упаковки при произвольном размещении являются подкритичными при их ограниченном числе и/или менее 250 упаковок остаются подкритичными в аварийных условиях.

Упаковки, не отвечающие указанным требованиям, относятся к III-му классу по ЯБ, при этом  $K_{эфф}$  двух упаковок при их сближении должен быть менее 1,0.

ТИ для упаковок с ЯДМ определяется как большее из 2-х чисел:

- ТИ, рассчитанный для упаковок для РВ;
- Частное =  $(50/ДЧУ)$ .

Транспортная категория упаковок с ЯДМ определяется как наибольшее значение между классом упаковки по условиям ядерной безопасности и транспортной категории по условиям ее радиационной опасности.

Такой способ определения указанных параметров позволяет принимать адекватные меры предосторожности при обращении с упаковками, независимо от характера опасности, которую представляет их содержимое.

### **Радиационный контроль**

Радиационный контроль является одним из наиболее важных мероприятий по обеспечению безопасности при транспортировании РВ и должен осуществляться на всех этапах перевозки - от загрузки ТУК и погрузки упаковок на транспортное средство до возврата порожних упаковочных комплектов и транспортных средств грузоотправителю.

Основными целями радиационного контроля являются:

- обеспечение безопасности персонала и населения,
- предотвращение загрязнения имущества и окружающей среды,
- определение соответствия радиационных параметров упаковок требованиям правил,

- контроль состояния упаковок в процессе транспортирования.

### **Обеспечение физической защиты ядерных материалов при транспортировке**

Процесс транспортирования ядерных материалов является наиболее слабым звеном с точки зрения уязвимости и подверженности несанкционированным действием по сравнению со стационарными объектами, где обращается ядерный материал.

Защита ядерных материалов на транспортных средствах в отличие от стационарных объектах не имеет такой многоструктурной системы охраны и не может использовать обычный для стационарных объектов набор оборудования и технических средств для заблаговременного обнаружения опасности, ее оценки, задержки доступа и принятия ответных мер. Физическую охрану ядерного материала на транспортных средствах можно свести к следующим основным компонентам:

- само транспортное средство с имеющимися в нем элементами задержки доступа;
- персонал охраны;
- средства связи для оповещения об опасности и вызова дополнительных средств ответного реагирования.

Из перечисленных компонентов в условиях транспортирования персонал охраны играет решающую роль в обеспечении защиты ядерных материалов. Обеспечение физической защиты ядерных материалов при перевозках в системе Минатома регламентируется двумя основополагающими нормативными документами федерального уровня, а именно:

- «Основными правилами безопасности и физической защиты при перевозках ядерных материалов (ОПБЗ-83)»;
- «Правилами физической защиты ядерных материалов, ядерных установок и пунктов хранения ядерных материалов» (утв. Постановлением Правительства РФ от 07.08.97 г. № 264)

Регулярные перевозки ядерных материалов в своем историческом развитии берут начало с периода промышленного производства ядерного оружия. С учетом географии размещения объектов, осуществляющих ядерную деятельность, состояние и развития в стране транспортных схем перемещения промышленных грузов главенствующую роль в перевозках ядерных материалов с самого начала играли перевозки железнодорожным транспортом.

Основной вид транспортного средства – багажный вагон специальной конструкции, двухтамбурный, имеющий три сообщающихся между собой отделения: служебное купе, грузовой отсек (кладовая) и купе охраны. Последняя модель багажного вагона серии 51-624 выпуска 80-х г. XX века.

Другой тип багажного вагона, используемого под перевозки ядерных материалов, - модель В-60 и его модификации. Вагон однотоурный, имеет два отделения – служебное купе и грузовой отсек.



Вагон модели В-60 не имеет простейших устройств сигнализации и купе для перевозки охраны, поэтому он может использоваться для перевозок только в сцепке с вагоном модели 51-624, в котором размещается охрана.

Оба указанных типа вагонов, специально предназначенных для перевозки ядерных и радиационных материалов, по своей конструкции не имеют в достаточной степени физических барьеров и технических средств для обеспечения надежной физической защиты перевозимых грузов.

Начиная с 90-х г. XX века с активацией деятельности как внутригосударственного, так и международного терроризма, стала очевидной проблема о необходимости принятия дополнительных мер по защите транспортных средств, перевозящих ядерные материалы.

Решающее значение в решении этой проблемы сыграло достижение договоренности на сессии российско-американской комиссии по экономическому и техническому сотрудничеству в области нераспространения ядерного оружия о включении в него вопросов, связанных с совершенствованием физической защиты при перевозках ядерных материалов (1996 г.).

В результате совместной деятельности была разработана программа создания автоматизированной системы безопасности транспортирования ядерных материалов (АСБТ) с поэтапным ее внедрением. По этой программе ПО «Маяк» получил следующие защитные (бронированные) автомобили:

- 4 грузопассажирских;
- 2 пассажирских для охраны;
- 6 грузовых (КаМАЗы).

На период перевозки в железнодорожных вагонах и на автотранспорте упаковки с ядерными материалами помещаются в бронированный защитный кожух - транспортное защитное устройство (ТЗУ).

Было разработано несколько типов ТЗУ, из которых ПО «Маяк» использует два:

- НТ-230 для вагонов В-60 и грузовиков универсального типа, которое вмещает 24 контейнера, внутренняя кассета имеет размеры под несколько типов контейнеров, снаряженная масса – 8 т;
- НТ-233 для вагонов 51-624 и грузовиков, малогабаритный, вмещает 4 контейнера типа АТ-400, снаряженная масса – 2 т.

Следует подчеркнуть, что ТЗУ не является дополнительным контейнером, в который упаковывается ядерный материал, а является физическим барьером в виде бронированной защиты от стрелкового оружия, параллельно выполняя при этом функцию задержки доступа.

Использование ТЗУ в значительной мере повышает уровень физической защиты в процессе перевозок, но одновременно накладывает на работающий персонал большие дополнительные нагрузки по их обслуживанию. Увеличивается как время выполнения

погрузочно-разгрузочных работ, так и численность занятого на этих работах персонала. Возникает необходимость применять как стационарные, так и передвижные (автокраны) подъемно-транспортные механизмы.

В настоящее время складское хозяйство ПО «Маяк» не имеет указанных механизмов требуемой грузоподъемности, вследствие чего для полномасштабного использования ТЗУ пока отсутствуют необходимые условия.

В заключении приведем сравнительную оценку эффективности автомобильных перевозок.

Положительные стороны автоперевозок:

- Мобильность;
- Отпадает необходимость заблаговременного заказывать рейс (норматив МПС – 10 суток);
- Быстрота доставки груза;
- Стоимость доставки ниже, чем услуги МПС.

Отрицательные стороны автоперевозок:

- Больше внутренних административных процедур при подготовке к рейсу;
- Больше число персонала, участвующего в рейсе;
- Выше вероятность возникновения нештатных ситуаций в пути следования;
- Зависимость от погодных условий (сильные снегопады, гололедица)

### **Аварии при транспортировке. Анализ причин инцидентов**

Ниже приводится описание наиболее характерных инцидентов, произошедших на железнодорожном, автомобильном и морском транспорте.

12 марта 1996 г. на железнодорожной станции «Буй» (Костромская обл.) северной железной дороги была задержана платформа с тремя универсальными 20-футовыми контейнерами, в каждом из которых находилось по 36 специальных стальных бочек, содержащих порошкообразную закись-окись урана. Груз, принадлежащий Приаргунскому горно-химическому комбинату (г. Краснокаменск Читинской области), следовал на базу СПП «Изотоп» (г. Санкт-Петербург) для дальнейшей транспортировки морем в Канаду. Груз был задержан, т.к. были обнаружены повреждения контейнеров: на дверях одного из контейнеров были открыты четыре нижних запирающихся устройства, в результате чего образовалась щель шириной примерно 40 мм, у двух других контейнеров торцевые стенки выгнуты наружу примерно на 100 мм. При вскрытии контейнеров была обнаружена деформация деревянных раскрепляющих брусьев, которые должны препятствовать передвижению бочек внутри контейнера при транспортировании. Причина инцидента – повреждения контейнеров произошло в результате сильного удара платформы при транспортировании по железной дороге.

5 марта 1997 г. в нарушение временных указаний органов государственного надзора, согласно которому транспортирование урана разрешено только по территории ПО «Маяк», была осуществлена отправка извлеченного высокообогащенного урана из ядерных боеприпасов, в виде закиси-окиси, в адрес УЭХК и в виде кусков металла – в адрес НЗХК.

В 1997 г. были обнаружены трещины в опорных кольцах вагонов, в которых осуществлялась перевозка транспортных упаковок с ОЯТ.

В 1999 г. на ОАО «Чепеткий механический завод» (ОАО «ЧМЗ») на железнодорожном перегоне остановлен полувагон с открытым люком и свисающим из него контейнером, содержащим концентрат природного урана.

В 1999 году при транспортировании по железной дороге транспортных упаковок с концентратом природного урана из Чехии на ОАО «ЧМЗ» было повреждено несколько упаковок из-за грубых нарушений грузоотправителем условий транспортирования: отсутствовало крепление упаковок в вагоне, торцевые двери вагонов не были закрыты на

запорные устройства. Перевозчик не имел лицензии на данный вид деятельности, т.е. проявилась юридическая безответственность перевозчика при нарушении правил перевозки.

В 1999 г. при транспортировании по железной дороге упаковок с ОЯТ произошло повреждение железнодорожных вагонов ТК-ВГ-18: образовались трещины в стальных несущих конструкциях вагона.

Серьезное беспокойство вызывают факты неоднократного образования трещин в деталях конструкции вагонов для перевозки ТУК-18, а также фактах образования трещин в сварных соединениях восьми ТУК-18. Особую озабоченность вызывает тот факт, что проверка готовности эшелона к отправке, проводимая у поставщика ОЯТ АПЛ, не выявляет всех дефектов. Во многих случаях дефекты выявляются только по прибытии эшелона на ПО "Маяк". Так произошло уже в 2001 г. с вагоном ТК-ВГ-18 заводской номер №31, а также с 8-ю ТУК-18. Дальнейшее игнорирование исполнителями и руководителями работ требований ядерной и радиационной безопасности может привести к катастрофическим последствиям. Ситуация усугубляется фактически полным отсутствием эффективного надзора со стороны Минобороны России за ядерной и радиационной безопасностью при загрузке ОЯТ в ТУК-18, а также при подготовке эшелона к перевозке, что вытекает из характера отмеченных выше нарушений.

В 1999 году выявлены два случая несанкционированной транзитной перевозки по территории России радиоактивных грузов по железной дороге. Таможенными органами России задержаны вагоны с танталовой рудой содержащей радиоактивные вещества. В одном случае груз был обнаружен уже на выезде с территории России, в другом – на въезде в РФ. Примечательно, что службы МПС России в обоих случаях приняли грузы к транспортированию без каких-либо замечаний, что говорит о безответственности перевозчика и необходимости принятия дополнительных мер по введению лицензирования перевозок радиоактивных грузов и усилению контроля за их осуществлением.

Аварийные ситуации, но уже при перевозке радиоактивных веществ, происходят и на автомобильном транспорте.

Так, например, в 1994 г. на УЭХК произошло три транспортных аварии со спецтранспортом. Особо следует отметить аварию, которая произошла при перевозке сернокислого урансодержащего раствора между объектами УЭХК. В результате аварии на полотне дороги общего пользования было пролито около 1000 л радиоактивного раствора. Основной причиной аварии были грубые нарушения действующих в России правил перевозки ядерных материалов.

В марте 2001 года при транспортировании радиационных упаковок (20 штук) от самолета до склада в Иркутском аэропорту одна из упаковок упала под колеса автомобиля и была раздавлена.

В мае 2001 года при транспортировании блоков источников Э-М и БГИ от релейных радиоизотопных приборов из г. Красноярск в г. Ачинск, в 35 километрах от Красноярска при ДТП опрокинулся спецавтомобиль. Блоки источников высыпались из охранной тары (ящиков) на грунт.

Аварии также происходят и при транспортировке РВ речным транспортом и морском транспортом:

- В районе села Киселевка 03.10.2000 г. (385 км северо-восточнее Комсомольска-на-Амуре) затонула баржа № 656, которую теплоход "Поток" буксировал из г. Хабаровск в г. Николаевск-на-Амуре. На затонувшей барже находился груз радиоактивных материалов. Баржа перевозила трехтонный контейнер, содержащий радиоактивное вещество Iг-192, используемый в качестве гамма-излучающего элемента в дефектоскопах (приборах, оценивающих надежность сварного соединения);
- ГУП ДВЗ "Звезда" — 8 октября 1999 г. у пирса на глубине 15 метров затонул контрольно-дозиметрический пункт (судно "Уран"), ранее используемый для сбора и временного хранения дезактивационных вод низкого уровня радиоактивности, выведенный из эксплуатации. Согласно актам дозиметрического обследования, на контрольно-дозиметрическом пункте имелось только поверхностное фиксированное загрязнение. Предположительная причина затопления — образование пробоины ниже ватерлинии;
- На ГУП ДВЗ "Звезда" 20.07.92 г. при выполнении транспортных работ произошел разлив 2-х тонн промывочной воды суммарной активностью 0.002 Ки в залив. Несанкционированный слив произошел из-за низкой организации труда и халатного отношения руководства завода к своим должностным обязанностям.

Ниже перечислены некоторые не решенные вопросы, возникающие при транспортировке ЯДМ и РВ:

- нормативная документация в России при транспортировке РВ и ЯДМ не гармонизирована с требованиями международных документов;
- при перевозке РВ и ЯДМ используются транспортные контейнеры устаревшей конструкции;
- имеются несоответствия между ведомственной нормативной документацией и нормативной документацией федерального уровня;
- не выполняются требования лицензирования транзитных перевозок и мест перевалки грузов.

Перевозка радиоактивных материалов осуществляется в основном за пределами предприятий и организаций, т.е. в местах со свободным доступом населения, которое первым ощутит на себе последствия транспортной аварии при перевозке РВ или диверсионного акта. При этом возникают следующие вопросы:

- Какова степень готовности сопровождающих лиц и охраны спецтранспорта к определению степени и размеров возможного инцидента?
- Имеется ли возможность информирования органов государственной власти о произошедшей аварийной ситуации при перевозке РВ (наличие сотовой или ей подобной связи)?
- Имеется ли возможность ликвидации (локализации) собственными силами последствий инцидента (наличие средств защиты и необходимой оснастки)?
- Имеется ли возможность быстрой доставки необходимого инструмента, средств защиты и квалифицированных кадров к месту аварии для ликвидации последствий инцидента?
- Располагают ли местные органы самоуправления по пути следования транспорта необходимыми материалами и средствами в случае возникновения аварийной ситуации оказания помощи ?

Выбор маршрутов транспортировки (они могут составлять тысячи километров, проходить мимо крупных городов, через мосты, тоннели, железнодорожные переезды и стрелки) требует соблюдения правил, обеспечивающих безопасность перевозок РВ и ЯДМ. Маршруты движения поездов проходят по наиболее аварийным отделениям железной дороги России.

Основными причинами аварийных ситуаций по вине железнодорожников послужили предоставление под погрузку опасных грузов технически неисправных вагонов.

До недавнего времени железные дороги считались наиболее безопасным видом транспорта. Однако более строгий анализ показывает, что по показателям безопасности движения железнодорожный транспорт занимает третье место после автомобильного и воздушного. Статические данные последних лет свидетельствуют о значительном числе пострадавших и погибших в результате крушений пассажирских поездов. Аварийные ситуации при перевозке по железным дорогам опасных и особо опасных грузов приводят к значительным разрушениям, заражению местности и поражению токсичными веществами больших масс людей. При ликвидации последствий таких инцидентов помимо организации медицинской помощи пострадавшим необходимо проведение комплекса природоохранных мер.

Наиболее аварийными по итогам 1999 года являются Юго-Восточная и Северо-Кавказская железные дороги, где за это время произошло 4 крушения грузовых поездов. Состояние безопасности движения в путевом хозяйстве продолжает ухудшаться.

Аварийными остаются Юго-Восточная, Северо-Кавказская, Восточно-Сибирская, Западно-Сибирская, Октябрьская, Свердловская, Южно-Уральская и Московская железные дороги (именно по этим железным дорогам проходят составы с отработавшим ядерным топливом). На этих направлениях произошло 5 крушений грузовых поездов, увеличилось число сходов с рельсов подвижного состава, эксплуатируется 232 тысячи дефектных рельс, 730 км пути имеют неудовлетворительную оценку, медленно обновляется парк средств дефектоскопии - 40 % их

эксплуатируется более 10 лет. Особую тревогу вызывает состояние локомотивного хозяйства. Зафиксированы столкновения локомотивов с составами пассажирских поездов на Северной и Свердловской железных дорогах, их сходы с рельсов на Горьковском, Северо-Кавказском и Западно-Сибирском направлениях. Также значительной проблемой становится растущее число обрывов автосцепок в поездах, наибольшее количество которых допущено на Восточно-Сибирской, Западно-Сибирской, Забайкальской и Дальневосточной железных дорогах.

По данным МЧС России в первом полугодии 2001 года на железнодорожном транспорте произошло 9 чрезвычайных ситуаций, в 2000 году – 3. При этом наиболее крупные из них:

- на Забайкальской железной дороге (Читинская область) произошли два случая сходов вагонов грузовых поездов, в результате аварий были повреждены железнодорожные пути и опоры контактной сети, сошло с рельсов 33 вагона;
- на Куйбышевской железной дороге (Республика Мордовия) была зарегистрирована авария грузового поезда, в результате которой произошло возгорание 2 цистерн с нефтью;
- в Республике Карелия произошли два случая сходов вагонов грузовых поездов.

Приведенная статистика по наиболее крупным и различным по характеру крушений и аварий на железных дорогах за период с 1988 г. по 1996 г. свидетельствуют о больших масштабах и тяжести нанесенного ими ущерба.

- Июнь 1988 г., станция Арзамас-1: взрыв трех вагонов с промышленными взрывчатыми веществами. Погиб 91 чел., ранены 840, 2000 чел. лишились жилья. Одна из версий причины - утечка газа в газопроводе под железнодорожными путями;
- Август 1988 г., в 20 км от станции Бологое Октябрьской дороги: крушение скоростного пассажирского поезда "Аврора" (сход вагонов с возникновением пожара). Погиб 31 чел., ранены около 180;
- Октябрь 1988 г., станция Свердловск-Сортировочный: взрыв вагона с промышленным взрывчатым веществом. Погибли 4 чел., ранены - 500. Причинен значительный материальный ущерб, разрушены промышленные и жилые здания (потери на сумму более 100 млн. руб.). Одной из основных причин происшествия явилось несоответствие международным требованиям упаковки и условий транспортировки особо опасных грузов;
- Июль 1989 г., участок между Челябинском и Уфой: взрыв конденсата газа с возникновением пожара на продуктопроводе вблизи железнодорожного полотна во время прохождения двух пассажирских поездов. Погибли около 340 чел., госпитализированы более 800, из них 115 детей (97 чел. в тяжелом состоянии);
- Август 1994 г., перегон между станциями Уразово и Тополи Юго-Восточной дороги: столкновение пассажирского поезда с грузовым. Погибли 20 чел., ранены 52;
- Май 1996 г., станция Литвиново Западно-Сибирской дороги: столкновение электропоезда с грузовым. Погибли 17 чел., ранены более 100;

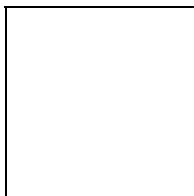
- Май 1996 г., станция Мыслец Горьковской дороги: авария грузового поезда с опрокидыванием 23 вагонов-цистерн, разливом фенола и дизельного топлива с возгоранием последнего. Более 100 чел. получили отравление фенолом легкой и средней степени тяжести. Фенолом и дизельным топливом загрязнены почва и водоемы на значительном расстоянии от места происшествия. Причинен значительный материальный ущерб, в основном за счет проведения большого комплекса природоохранных мероприятий;
- Октябрь 1996 г., Северо-Кавказская дорога: наезд на автобус с детьми. Погибли 22 школьника, более 50 пострадали.

Это далеко не полный перечень трагических событий на железных дорогах. О тяжести последствий ЧС на железнодорожном транспорте за 1991 - 1997 гг. свидетельствуют и такие обобщенные данные:

- произошло 566 крушений и аварий, из них 243 с пассажирскими поездами; пострадали 2600 чел., из них около 1000 госпитализированы (в больницах умерли 75 чел.), остальным была оказана амбулаторная помощь;
- число погибших на месте происшествия при наиболее крупных катастрофах достигало 23 %, а в отдельных случаях и более;
- железнодорожный транспорт понес значительный материальный ущерб: разбиты и повреждены 4268 вагонов, 68 локомотивов и других технических средств.

Анализ причин возникновения ЧС убеждает в том, что "человеческий" фактор по-прежнему остается решающим. Многие крушения и аварии произошли вследствие халатного отношения персонала к своим служебным обязанностям, недостаточного контроля за выполнением действующих требований к эксплуатации подвижного состава, отсутствия систематической работы по предупреждению и устранению различных технических неисправностей. Согласно нашим расчетам, доля транспортных происшествий по этим причинам достигает 50 %. Большинство инцидентов происходит из-за ошибочных действий машинистов локомотивов. Известно, что работа на локомотиве требует от машиниста максимальной мобилизации психологических, эмоциональных и волевых возможностей. На основании многолетних наблюдений МПС, согласующихся с данными других исследователей, деятельность машиниста характеризуется высоким уровнем темповой и эмоциональной напряженности, а стрессы в работе являются обычным явлением. В подобных условиях надежность работы машиниста резко снижается, следствием чего являются ошибки в управленческих решениях. Даже профессионально отобранный и хорошо подготовленный за многие годы специалист, работая на пределе своих возможностей, нередко допускает непрогнозируемые и трудно объяснимые отклонения от предписанного алгоритма деятельности.

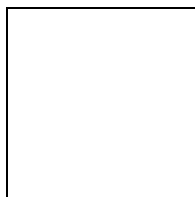




***Фото 9. Выгрузка из железнодорожного вагона контейнера с отработавшим ядерным топливом на ГХК.***

### **Организационно-технические задачи при транспортировке.**

В соответствии с действующей в России государственной нормативной документацией транспортирование ядерных материалов и изделий на их основе осуществляется на основании сертификатов-разрешений. В соответствии с Положением о Минатоме это Министерство выполняет функции государственного компетентного органа по ядерной и радиационной безопасности при перевозках ядерных материалов, радиоактивных веществ и изделий на их основе. В частности, Минатом выдает сертификаты - разрешения на радиоактивное вещество особого вида, на конструкцию и перевозку упаковок с радиоактивными веществами.



***Фото 10. Выгрузка ОЯТ***

В последнее время выявлены многочисленные нарушения требований действующих НД при оформлении и выдаче сертификатов-разрешений. Приостановлено действие четырех сертификатов-разрешений при условии процедуры обязательного согласования с органами

государственного надзора проектов сертификатов-разрешений. Следует отметить, что рассматривая в дальнейшем проекты сертификатов-разрешений, Госатомнадзор России отказал в согласовании некоторых из них из-за несоответствия требованиям действующих НД.

В этой связи необходимо указать на действия Минатома в отношении вывоза ОЯТ ВМФ и гражданского атомного флота. Минатом продлил сроки действия сертификатов-разрешений на перевозку в специальных условиях контейнеров типа 11 и 12 с ОЯТ, несмотря на то, что закончился срок действия специальных условий перевозки.

Кроме этого, установлен факт изготовления транспортных упаковочных контейнеров (ТУК) со значительными отклонениями от требований действующего сертификата-разрешения на конструкцию. Контейнеры поступали на разделительные заводы Минатома (СХК, АЭХК и др.), несмотря на их значительные отличия от опытных образцов, которые прошли испытания и рассматривались в соответствующих организациях при оформлении сертификата-разрешения на транспортный упаковочный комплект ТУК-27. Действие данного сертификата-разрешения было аннулировано.

На СХК установлены факты осуществления перевозок ядерных материалов в упаковочных контейнерах АТ316 и ВТ134, не удовлетворяющих требованиям Основных правил безопасности и физической защиты при перевозке ядерных материалов (ОПБЗ-83). Транспортирование в упаковочных контейнерах АТ316 и ВТ134 осуществляется, несмотря на отсутствие сертификатов-разрешений на конструкции упаковок и на перевозки. Эти же контейнеры используют и другие предприятия (например, ПО "Маяк").

Перевозки между различными заводами СХК, при которых транспортные средства проезжают по дорогам общего пользования, осуществляются как внутренние (внутризаводские), т.е. с нарушением требований ОПБЗ-83, регламентирующих все перевозки вне территории объекта.

Отраслевая нормативная документация по транспортированию не соответствует требованиям государственной нормативной документации, вследствие чего предприятия в ряде случаев нарушают последнюю, мотивируя это необходимостью соблюдения отраслевой документации. Например, СХК грузы с ядерными материалами перевозит даже без знаков радиационной опасности.

Учитывая состояние транспортных магистралей и значительно возросшую аварийность на железнодорожном транспорте, было запрещено проводить перевозки ОЯТ в контейнерах старого типа 11 и 12, которые изготовлены в 1967 - 1985 гг. т.к. они не отвечают требованиям безопасности.

Еще один пример. Российская организация Конструкторское бюро специального машиностроения (КБСМ) г. Санкт-Петербург разрабатывает транспортный упаковочный контейнер (ТУК) на базе металлобетонного контейнера для транспортирования и сухого

хранения отработавшего ядерного топлива. К настоящему времени разработаны технические проекты на ТУК-104 (для ОЯТ реакторов РБМК-1000 Ленинградской АЭС), ТУК-108 (для ОЯТ судов Военно-морского флота) и ТУК-109 (для ОЯТ реакторов РБМК-1000 Курской АЭС).

Беспокойство вызывает тот факт, что работы по созданию ТУК-104 и ТУК-108 осуществлялись с нарушением нормативных требований. Изготовление опытных образцов ТУК было начато до завершения конструкторской организацией работ над техническими проектами. В результате этого опытные образцы не соответствуют конструкциям, заложенным в технические проекты.

В случае с ТУК-104 был испытан образец, имеющий значительные отличия от ТУК-104 (отличаются размеры, толщины стенок, типы сталей и другие важные для безопасности характеристики), а сами испытания не соответствовали требованиям действующих в Российской Федерации правил перевозки ОПБЗ-83. По этим причинам нельзя было рассматривать результаты испытаний как доказательство соответствия конструкции ТУК-104 нормативным требованиям.

В случае с ТУК-108 испытания опытного образца также были проведены задолго до завершения работ над техническим проектом. Программа испытаний не согласовывалась с органами государственного надзора, а межведомственная комиссия не создавалась.

В настоящее время Минатомом России и организацией МКЦ “Нуклид”, через которую осуществляется финансирование работ по разработке ТУК-108, делаются попытки запретить конструкторской организации КБСМ представлять технический проект на ТУК-108 в Госатомнадзор России под надуманным предлогом того, что работы по созданию ТУК-108 не подпадают под действие Федерального закона “Об использовании атомной энергии”.

Одновременно делаются попытки начать серийное производство ТУК-108. В случае реализации этих планов ситуация станет тупиковой ввиду невозможности использования при перевозках ОЯТ по дорогам общего пользования ТУК, безопасность которых не подтверждена в соответствии с действующими нормативными требованиями.

Кроме этого, Минатомом России создается система аварийно-технических центров. Однако до настоящего времени ни один аварийно-технический центр не подал заявление на получение лицензий Госатомнадзор России, несмотря на заключение Минюста России о необходимости получения таких лицензий.

На наш взгляд основной причиной многочисленных нарушений является неправомерная передача Минатомом России организации МКЦ “Нуклид” функций государственного заказчика в рамках Федеральной целевой программы “Обращение с радиоактивными отходами и отработавшими ядерными материалами, их утилизация и захоронение на 1995 - 2005 годы”. Эти функции были переданы с нарушением требований законодательства

Российской Федерации без оформления необходимого в этом случае решения Правительства Российской Федерации.

Работа, проводимая Минатомом по обеспечению ядерной и радиационной безопасности при организации транспортирования РАО, ОЯТ, ЯД и ЯДМ, должна быть оценена, как недостаточная, т.к. органами государственного регулирования выявлен целый ряд нарушений условий транспортирования, которые могли привести к серьезным авариям с радиационными последствиями.

В заключение хотелось сформулировать проблемы, которые предстоит решать для безопасного транспортирования отработавшего ядерного топлива.

Их можно объединить в следующие блоки:

- необходимо провести работы по совершенствованию системы государственного регулирования в данной области. Разработать и ввести в действие современные правила безопасного транспортирования, доработать и утвердить концепцию по обращению с ОЯТ;
- необходимо завершить работы по сертификации металлобетонных контейнеров повышенной вместимости;
- выполнить комплекс НИИР в обосновании предельного срока мокрого хранения ОЯТ.

### **Выводы и предложения**

**I.** Предприятия ядерного топливного цикла расположенные на территории Российской Федерации не готовы к приему на переработку и хранение 20000 тонн зарубежного отработавшего ядерного топлива по следующим причинам:

- они не располагают унифицированной (в виду различия изотопного состава, глубины выгорания и других характеристик ОЯТ) технологией, позволяющей перерабатывать, как свое, так и зарубежное ОЯТ (кроме ОЯТ с АЭС с ВВЭР-440, построенных по советским проектам);
- Горно-химический комбинат (Красноярск-26), Сибирский химический комбинат (Томск-7) не имеют лицензий Госатомнадзора России на эксплуатацию пунктов подземного захоронения жидких радиоактивных отходов из-за отсутствия документов, обосновывающих ядерную и радиационную безопасность указанных видов деятельности. Причем подобное обоснование отсутствует с начала использования на комбинатах указанного способа захоронения радиоактивных отходов (например, для Томска-7 - начиная с 1961 г.). По «Маяк» не имеет лицензии на эксплуатацию водоемов-хранилищ жидких радиоактивных отходов (Теченский каскад водоемов и водоемы В-9 и В-17 эксплуатируются в нарушение положений «Водного кодекса Российской Федерации» и ст.18 Федерального Закона «Об охране окружающей природной среды»);
- в связи с не достаточным финансированием Федеральной целевой программы «Обращение с радиоактивными отходами и отработавшими ядерными материалами, их утилизация и захоронение на 1995 – 2005 гг.», выполнение данной программы на предприятиях ЯТЦ России практически сорвано. Необходима срочная разработка концепции по прекращению подземной закачки ЖРО на СХК, ГХК, НИИАР и другим

вопросам обращения с РАО, а также принятия мер по созданию систем утверждения РАО. Кроме этого, необходимо проведение комплексного обследования хранилищ и могильников, состояния защитных барьеров многочисленных прошлых захоронений РАО в земляных траншеях и каньонах и принятие мер по проектированию и сооружению дополнительных барьеров безопасности;

- продолжающиеся инциденты на предприятиях ЯТЦ, сопровождающиеся, как правило, выбросами радиоактивных веществ в окружающую среду, происходят из-за грубых нарушений технологии и технологических регламентов, недостаточной профессиональной подготовки и низкой технологической дисциплины отдельных специалистов и операторов, недостаточности технологических и неэффективности организационных мер по обеспечению безопасного ведения технологических процессов, неудовлетворительного технического состояния оборудования и систем объектов предприятий ЯТЦ России, невыполнения графиков замены ядерно-опасного оборудования, ухудшения обеспечения персонала средствами индивидуальной защиты;
- на предприятиях отсутствуют достаточные мощности по утилизации радиоактивных отходов всех уровней активности;
- свободные объемы для долговременного хранения ОЯТ при дополнительном ввозе его из-за рубежа на предприятиях ЯТЦ будут исчерпаны в течение 1-1.5 лет. Ввод новых хранилищ в ближайшее время (в течение 2-5 лет) не возможен.

**II.C** ввозом зарубежного ОЯТ будет приостановлена программа переработки (утилизации) отечественного ОЯТ с АЭС с реакторными установками типа ВВЭР-440 и ВВЭР-1000. Тем самым, существенно повышается риск возникновения аварийных ситуаций от накопления ОЯТ на площадках АЭС названных типов в Европейской части Российской Федерации. Кроме этого, прекращается вывоз ОЯТ с атомных подводных лодок Северного и Тихоокеанского флотов, где и так ситуация с ОЯТ является критической.

**III.** Широкомасштабный ввоз зарубежного ОЯТ с использованием железнодорожного транспорта неминуемо приведет к аварийным ситуациям в виду того, что многие маршруты литерных проездов проходят по аварийным отделениям железных дорог Российской Федерации.

**IV.C** ввозом зарубежного ОЯТ возрастает риск проведения диверсионных и террористических актов, шантажа и вымогательства на предприятиях ЯТЦ и транспорте;

**V.** Ввоз зарубежного ОЯТ на переработку и хранение крайне опасен с точки зрения соблюдения режима нераспространения ядерных расщепляющихся материалов;

**VI.** В связи с тем, что основным поставщиком свежего ядерного топлива является США, ввоз ОЯТ приведет к нежелательным политическим последствиям для России.

**VII.** На сегодняшний день отсутствует достаточное технико-экономическое обоснование необходимости приема на переработку и хранение зарубежного отработавшего топлива. Необходимо проведение сравнительной экономической оценки эффективности замкнутого и разомкнутого топливного цикла.

**VIII.** Выбросы, связанные с работой предприятий ЯТЦ, представляют собой наиболее крупный источник радиоактивного загрязнения территории Российской Федерации. В прошлом и в настоящем времени нарушение технологии обращения с радиоактивными отходами радиохимических производств приводит к значительным выбросам в окружающую среду. Улавливание таких радионуклидов, как  $Kr^{85}$ ,  $C^{14}$  и  $H^3$ , не производится.

**IX.** Решение многоплановых задач выхода из кризисной экологической ситуации в районах деятельности предприятий ядерного топливного цикла расположенных на территории Российской Федерации представляет собой беспрецедентную по сложности научно-техническую, экологическую и инженерно-экологическую проблему, не имеющую аналога в мировой науке и практике. Продолжение переработки ядерного топлива не является необходимым ни с точки зрения национальных интересов России, ни с точки зрения экономической целесообразности (замыкание топливного цикла тепловых реакторов экономически не выгодно, так как затраты на смешанное уран-плутониевое топливо примерно в 8 раз выше, чем на стандартные урановые ТВС), ни с точки зрения безопасности захоронения отходов. Деятельность предприятий ЯТЦ должна быть приостановлена как минимум до тех пор, пока не будут израсходованы имеющиеся запасы оружейного урана и плутония. Наиболее предпочтительный вариант - сворачивание перерабатывающих производств и разработка технологии непосредственного захоронения отработанного ядерного топлива. Персонал перерабатывающих предприятий ЯТЦ должен быть использован для очистки зараженных местностей, обеспечения хранения отработанного ядерного топлива и захоронения радиоактивных отходов.

**X.** Исходя из осознания общественностью определяющего значения проблемы обращения с РАО и ОЯТ для дальнейшей приемлемости и возможности практической реализации любых радиационных (ядерных) технологий, а также в связи с необходимостью принятия мер глобального характера по снижению рисков накопления долгоживущих радионуклидов и сепарации плутония в биосфере, необходимо признать, что безопасное обращение с РАО и ОЯТ является первоочередной задачей использования атомной энергии в целом.

**XI.** Для создания условий ускорения подготовки и принятия Международной конвенции по безопасной утилизации РАО и для стимулирования создания на общей концептуальной основе национальных законодательных и нормативно-правовых актов в области РАО и

ОЯТ должно признать необходимым осуществление под эгидой МАГАТЭ разработки странами-участниками взаимосогласованного документа «Концепция безопасного обращения с РАО и ОЯТ».

**XII.** Необходимо способствовать приверженности международно-признанным стандартам по безопасности при проектировании, строительстве (сооружении, внедрении) и эксплуатации любых радиационных (ядерных) технологий. При этом необходимо признавать, что использование таких технологий не допускается или немедленно прекращается в случае отсутствия в составе их проекта специальных требований этих стандартов, или их функционирования осуществляется с несоблюдением стандартов по безопасности соответствующих систем обращения с РАО и ОЯТ.

**XIII.** Необходимо способствовать заключению под эгидой ООН Международного Договора «О полном запрещении производства плутония в промышленных масштабах, об уничтожении его запасов и запрете накопления долгоживущих трансурановых элементов», исходя из потенциальной опасности их накопления в биосфере и наличия неопределенностей в оценке уровня опасности и сроков причинения ущерба человеку и окружающей среде.

**XIV.** Необходимо способствовать международным действиям по разработке эффективного механизма национальной ответственности в области обращения с РАО и ОЯТ, предусматривающего гарантии и адекватную компенсацию ущерба в случае трансграничного радиоактивного воздействия, выходящего за пределы государственных границ отдельно взятой страны.

**XV.** Необходимо способствовать совместным действиям стран, владеющих ядерными технологиями, по разработке и промышленной реализации технологий по демонтажу и переработке снимаемых с эксплуатации ядерных энергетических установок и предприятий ядерного топливного цикла, признавая, что не все страны в состоянии осуществить создание такой промышленности в одиночку. С этой целью целесообразно организовать под эгидой МАГАТЭ разработку проектов комбинатов по демонтажу и промышленной переработке снимаемых с эксплуатации ядерных установок.

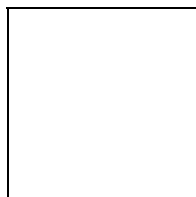


### Список использованной литературы.

1. В.М.Кузнецов "Российская атомная энергетика. Вчера, сегодня, завтра. Взгляд независимого эксперта". Москва, 2000 г. изд. "Голос-пресс".
2. Информационный бюллетень «Радиация и общество» № 1-1995 г., № 2(1)-1996 г., №2 (2)-1997 г. под общей редакцией В.М.Кузнецова, Международный Чернобыльский Фонд безопасности при содействии Национальной Организации Международного Зеленого Креста в России, г.Москва.
3. «Переработка ядерного топлива, хранение и использование энергетического и оружейного плутония», Труды Международного семинара 14-16 декабря 1992 г. Москва.
4. Ковалевич О.М. и др. «Состояние и возможные подходы к нормированию безопасности предприятий ядерного топливного цикла», Атомная энергия, т.76, вып. 4, апрель 1994 г.
5. А.К.Круглов, Ю.В.Смирнов «Ядерные катастрофы, их последствия и перспективы развития ядерной энергетике», ЦНИИАтоминформ, 1992 г.
6. В.Сафутин и др. «Российская индустрия услуг по обращению с облученным ядерным топливом», бюллетень Центра общественной информации по атомной энергии, № 2, 2001 г.
7. В.М.Кузнецов «Государственная радиация», МЧФБ, г.Москва, 1994 г.
8. В.М.Кузнецов и др. «Руководство по обеспечению радиационной безопасности при локализации и ликвидации радиационных аварий и катастроф на объектах России», МЧС, г.Москва, 1997 г.
9. В.М.Кузнецов и др. «Радиационное наследие холодной войны» Российский Зеленый Крест, г.Москва, 1999 г.

10. Материалы научной конференции «Ядерный топливный цикл», журнал «Атомная энергия», том.89, вып.4, октябрь 2000 г.
11. «Стратегия развития атомной энергетики России в первой половине XXI века», бюллетень ЦОИ, № 6, 2000 г. стр.4.
12. В.М.Кузнецов «Основные проблемы и современное состояние безопасности предприятий ядерного топливного цикла России» с сборнике материалов конференции «Оценка влияния радиационного загрязнения на здоровье человека», г.Новосибирск, 2001 г., изд-во «Артинфодата», с.19-45.
13. Рекомендации по перевозкам опасных грузов. ООН, Нью-Йорк 1990
14. Правила безопасной перевозки радиоактивных веществ, издание 1985 г. (исправленное в 1990 г.), МАГАТЭ, Вена
15. Технические инструкции по безопасной перевозке опасных грузов по воздуху, ИКАО, 1992 г.
16. Планирование противоаварийных мероприятий и готовность на случай транспортных аварий, связанных с РВ. МАГАТЭ, серия изданий по безопасности N 87, Вена, 1988
17. Правила безопасности при транспортировании радиоактивных веществ (ПБТРВ-73), М., 1974
18. Основные правила безопасности и физической защиты при перевозках ядерных материалов (ОПБЗ-83), М., 1984
19. Правила безопасности при транспортировании радиоактивных веществ (ПБТРВ-93), проект
20. Основные правила безопасности и физической защиты при перевозках ядерных материалов (ОПБЗ-93), проект
21. Санитарные правила обращения с радиоактивными отходами (СПОРО-85), М., 1986
22. Правила ядерной безопасности при транспортировании отработавшего ядерного топлива (ПБЯ-06-08-77)
23. Правила обеспечения радиационной безопасности при транспортировании отработавшего ядерного топлива от атомных станций (ПРБ-88), 1990
24. Руководство по перевозке специальных грузов МСМ СССР железнодорожным и автомобильным транспортом (РСП-86)
25. Инструкция по обеспечению РБ при транспортировании радиоактивных спецпродуктов (МСМ СССР), 1980
26. Положение об организации работ по ликвидации последствий аварий при перевозке специальных грузов железнодорожным транспортом (ПЛА-86)
27. Руководство по ликвидации последствий аварий при перевозке спецпродуктов железнодорожным транспортом (РЛА-84)

- 28.Положение о порядке перевозок в Российской Федерации делящихся ядерных материалов воздушным транспортом (ПВП ЯДМ-93) (распространяется на перевозки ТВС ВВЭР-440 в Болгарию, Венгрию, Чехию, Словакию, Армению и на Билибинскую АЭС)
- 29.Специальные требования на перевозку воздушным транспортом упаковок ТК-4С со свежим топливом реакторов ВВЭР-440:
- СТВП-02/93 - на Билибинскую АЭС
  - СТВП-03/94 - в Армению
- 30.Инструкция по обеспечению безопасности перевозки опасных грузов автомобильным транспортом (МВД СССР), 1985
- 31.Соглашение о международном грузовом железнодорожном сообщении (Сборник правил перевозок и тарифов N 234)
- 32.ГОСТ 12916-89. Транспортирование радиоактивных веществ. Термины и определения.
- 33.ГОСТ 25461-82. Комплекты упаковочные транспортные с отработавшими тепловыделяющими сборками ядерных реакторов. Требования к методам расчета ядерной безопасности.
- 34.ГОСТ 16327 -88. Комплекты упаковочные транспортные для радиоактивных веществ. Общие технические условия.
- 35.ГОСТ 22901-78. Комплекты упаковочные транспортные с отработавшими тепловыделяющими сборками ядерных реакторов. Типы и основные параметры.
- 36.ГОСТ 26013-83. Комплекты упаковочные транспортные для отработавших тепловыделяющих сборок ядерных реакторов. Общие технические требования.
- 37.О.Е.Адамов и др. «Степень приближения к радиационной эквивалентности высокоактивных отходов и природного урана в топливном цикле ядерной энергетики России» (Атомная энергия» т.81.вып.6, декабрь 1996 г.)



**Кузнецов Владимир Михайлович** - директор программы по ядерной и радиационной безопасности Российского Зеленого Креста, член Высшего экологического совета комитета по экологии Государственной Думы Российской Федерации, член ассоциации независимых экспертов по безопасному использованию атомной энергии в Российской Федерации, член Международного технического комитета по стандартизации ТК - 322 «Атомная техника», действительный член Российского Экологического конгресса, эксперт по вопросам безопасного использования атомной энергии движения «Яблоко»,

Закончил Московский энергетический институт в 1980 г., энерго-физический факультет по специальности «Атомные электростанции и ядерные энергетические установки». Инженер тепло-физик.

С 1979 г. по 1984 г. работал на Чернобыльской АЭС.

В 1987 г. закончил аспирантуру при ЦНИИЧермет им.И.П.Бардина (г.Москва). Тема диссертации: «Ядерно-металлургический комплекс на базе высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов с гелиевым теплоносителем».

С 1987 г. по 1992 г. работал в Управлении Центрального округа Госатомнадзора России в должности начальника инспекции по надзору за ядерной и радиационной безопасностью объектов атомной энергетики России. Участвовал в проверках практически всех атомных станций и ядерных исследовательских центров, расположенных на территории СССР. В течение 1991-1992 гг. запретил эксплуатацию более 10-ти ядерно-радиационно-опасных объектов (ядерные исследовательские установки, энергоблоки АЭС) расположенные на территории Российской Федерации. В результате давления со стороны руководства Госатомнадзора России вынужден был уйти из этой системы.

С 1993 г. по 1997 г. работал директором Российского информационно-аналитического центра по предупреждению аварийных ситуаций на объектах атомной энергетики Международного Чернобыльского Фонда безопасности.

С 1998 г. по настоящее время – директор программы по ядерной и радиационной безопасности Российского Зеленого Креста.

В течение 1999-2001 г. участвовал в общественных экологических экспертизах по ядерной и радиационной безопасности объектов атомной энергетики России (плавучие атомные электростанции, атомные станции теплоснабжения – АСТ и др.).

Является автором книг:

- ❖ «Государственная радиация», вышедшей в России и Великобритании в 1994 г.;
- ❖ «Российская атомная энергетика. Вчера, сегодня, завтра. Взгляд независимого эксперта.» вышедшей в 2000 г.
- ❖ Является соавтором книг:
- ❖ «Руководство по обеспечению радиационной безопасности при локализации и ликвидации радиационных аварий и катастроф на объектах России» вышедшей в 1997 г. при содействии МЧС РФ;
- ❖ «Радиационное наследие холодной войны» вышедшей в 1999 г. при содействии Международного Зеленого Креста;
- ❖ «Плавучие АЭС: угроза Арктике, Мировому океану и режиму нераспространения» вышедшей 2000 г и 2001 г.

Имеет более 100 публикаций в национальной и зарубежной прессе, посвященных проблемам безопасного использования атомной энергии в России и за рубежом.

Контактный адрес:

Россия г.Москва 103001 Гранатный переулок 24/4 стр.1

Российский Зеленый Крест

т.202-28-31,202-28-33

E-mail:kuznetso@online.ru

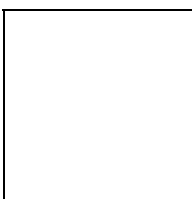
**Параметры предприятий ядерного топливного цикла России, характеризующие их потенциальную опасность.**

Параметр	Горно-металлургический комбинат	Обогатительный завод	Изготовление ядерного топлива	АЭС	Транспортировка ядерного топлива	Радиохимический завод	Полигоны захоронения высокоактивных отходов
Число объектов в России	Единицы	Единицы	Единицы	10	Десятки	Единицы	Единицы
Радиоактивность, находящаяся на объекте, Ки	0.3 Ки/тU*	1 Ки/тU*	1 Ки/тU*	$10^8$ - $10^9$	$10^4$ - $10^5$	$10^9$ - $10^{10}$	$>10^8$
Возможность СЦАР на объекте	Невозможна	Возможна	Возможна	Возможна	Возможна	Возможна	Возможна
Напряженные технологические параметры	-	Р	П	Р,Т,И,П	-	Т,И,П	-
Возможная площадь загрязнения при авариях, км <sup>2</sup>	-	-	~10	~100	~10	~50	~10
Уязвимость к внешним воздействиям	-	ДЧ	-	С и Г, М, ДЧ	ДЧ	С и Г, М, ДЧ	С и Г, М
Уязвимость к ошибкам персонала	Слабая	Средняя	Сильная	Сильная	Сильная	Сильная	Средняя
Физическая защита делящихся радионуклидов	Не нужна	Нужна	Нужна	Нужна	Нужна	Нужна	Нужна

\*Активность по альфа-источникам излучения.

Примечание: Всего в 1953 –1978 гг. на предприятиях ЯТЦ произошло 13 серьезных аварий. Анализ этих аварий показывает, что причиной большей части из них являются неконтролируемые физико-химические процессы, меньшая часть аварий произошла в результате развития СЦАР.

**Основные радиохимические предприятия мира**



**Рис.1.Карта расположения предприятий по переработке ОЯТ.**

Примечание:

На карте не показаны: два остановленные небольшие коммерческие предприятия в Бельгии и Германии; пилотные и исследовательские установки.

1. В 40-е и 50-е годы в г.Хэнфорде (США) функционировали первые в мире радиохимические предприятия Т, В, и U.

2. Хотя отраженная в названии номинальная мощность предприятия UP2-800 составляет 800 т, его проектная мощность выше. ЭДФ подписала с «КОЖЕМА» контракт на переработку на этом предприятии 850 т ОЯТ; именно эта цифра более точно отражает мощность UP2-800.

3. В 1956-76 гг. РТ-1 действовал в качестве военного предприятия; с 1977 г. он имеет гражданское назначение.

4. Приложение 2 подготовлено на основании данных представленных в бюллетене «Энергетика и безопасность» Института исследований энергетики и окружающей среды, находящейся на сайте IEER <http://www.ieer.org/russmain>

Место	Типа	Предприятие	Мощность т/г	Даты
Челябинск/г.Озерск	Военное/ коммерческое	РТ-1	440	1948
Доунри	Военное	D1204 D1206	-	1958- 1958-98?
Гуаньян, Сычуань	Военное	Завод 821	-	конец 1960-х гг.
Хэнфорд	Военное	Редокс Пурекс	-	1951-66 1956-88
INEEL	Военное	Радиохимический завод в Айдахо	-	1953-92
Атомный энергетический комбинат Цзючжань	Военное	Завод 404	-	1970
Калпаккам	Коммерческое	KARP	100	1996
Красноярск/ г.Железногорск	Коммерческое	РТ-2	-	2005?

Красноярск/ г.Железногорск	Военное	Горнохимический комбинат	-	1964
Ла Хаг	Коммерческое	UP2 UP2-800 UP3	400 850 800	1966-93 1994- 1990-
Маркуль	Военное	UP1	400	1958-97
Роккашо	Коммерческое	Роккашо-мура	800	2003?-
Саванна-Ривер Сайт	Военное	Каньон F Каньон H	-	1953- 1953-
Тарапур	Коммерческое	PREFRE	100	1982-
Токай	Коммерческое	Токай-мура	100	1977-
Томск/г.Северск	Военное	Сибирский химкомбинат	-	1956?-
Тромбей	Военное	BARC	-	1964-
Уэст Вэлли	Коммерческое	-	300	1966-72
Уиндскейл	Военное	B204	-	1951-64
Уиндскейл/Селлафилд	Военное/ коммерческое	B205 THORP	1500 700	1964- 1994-

### Соединенные Штаты Америки

В период второй мировой и "холодной" войн Соединенные Штаты выделили около 100 т плутония. Выделение плутония (или репроцессинг) велось, главным образом, в Хэнфорде, штат Вашингтон и в Саванна-Ривер-Сайт, штат Южная Каролина. Кроме того, в небольших масштабах репроцессинг осуществлялся в национальных лабораториях, в основном, в Лос-Аламосе, Нью-Мексико. В национальной инженерной лаборатории штата Айдахо (INEL - Idaho National Engineering Laboratory) репроцессинг проводился в целях выделения высокообогащенного урана из продуктов деления отработанного топлива военно-морских реакторов. Все указанные объекты находятся в федеральной собственности. Единственное негосударственное радиохимическое предприятие расположено в Уэст-Вэлли, штат Нью-Йорк. Оно было закрыто в 1972 г., а выделенный там плутоний был передан федеральному правительству. Ответственность за экологическую очистку объекта совместно с федеральными властями несут власти штата Нью-Йорк. Согласно оценкам министерства энергетики США, стабилизация, хранение и мониторинг за всеми видами радиоактивных отходов и загрязнением окружающей среды, вызванными 50 годами репроцессинга в Соединенных Штатах, возможно, обойдется налогоплательщикам в 1



млрд.долл. в расчете на одну тонну произведенного плутония. Джон Херрингтон, министр энергетики США в администрации Рейгана, публично заявил, что еще до окончания "холодной войны" Соединенные Штаты произвели избыточное количество плутония. После завершения периода конфронтации и заключения соглашений по сокращению вооружений министр энергетики в администрации Буша адмирал Джеймс Уоткинс объявил о том, что деятельность в области репроцессинга будет прекращена. Однако на практике выполнение этого обещания столкнулось со значительными трудностями политического характера. В 1996 г. действительно закрылись ворота последнего радиохимического предприятия в Хэнфорде, но репроцессинг в Саванна-Ривер-Сайт и INEL, в основном, из соображений сохранения рабочих мест, напротив, скорее набирает темпы, чем приближается к назревшему и безопасному завершению. В Саванна-Ривер-Сайт находятся два последних радиохимических предприятия в Соединенных Штатах, функционирующих на базе разработанной несколько десятилетий назад технологии PUREX. Предполагалось, что построенные там в 50-е гг. огромные бетонные конструкции прекратят производство до конца столетия. В настоящее время, в связи с необходимостью завершить переработку находящегося на объекте облученного топлива и других ядерных материалов, оставшихся после "холодной войны", а также из-за задержек, вызванных опасениями относительно безопасности, дата остановки заводов была перенесена на 2002 г.. Кроме того, руководство Саванна-Ривер-Сайт и местные власти предлагают продлить эксплуатацию радиохимических предприятий на 30 лет путем их использования для переработки отходов с других объектов министерства энергетики и, возможно, реакторов АЭС. Действовавший в период "холодной войны" радиохимический завод на INEL законсервирован; возобновление его функционирования не планируется. Однако в строй введено новое меньших размеров радиохимическое предприятие, основанное на новой технологии, пока не имеющей коммерческого применения. Эта технология, часто именуемая пиро- или электропереработкой, была разработана в рамках американской программы по созданию реакторов-размножителей, реализация которой была прекращена в 1995 г. вследствие проблем технического и экономического характера, а также из-за риска распространения. Тем не менее, часть программы связанная с репроцессингом продолжается как "деятельность по обращению с отходами". Осуществляемый в INEL проект внушает особое беспокойство сторонникам ядерного нераспространения, поскольку новое радиохимическое предприятие гораздо компактнее старых заводов. Кроме того, это предприятие может иметь недостаточную систему безопасности, поскольку создается в целях обращения с отходами. 1997 г. представляет собой важный поворотный пункт в судьбе репроцессинга в Соединенных Штатах. Именно в этом году ожидается принятие ключевых решений о том, следует ли продолжать планировавшееся закрытие радиохимических предприятий или придать им новые функции. В идущих по этому поводу дебатах преобладают две

противоположные точки зрения. Наиболее соответствующая долгосрочной политике США позиция заключается в том, что поскольку более нет военной необходимости в продолжении выделения плутония, пришло время закрыть остающиеся радиохимические мощности и приступить к внедрению более безопасных технологий в области обращения с отработанным топливом и другими ядерными материалами. Сторонники другой точки зрения предлагают федеральному правительству использовать существующую проблему обращения с отработанным топливом в качестве причины для принятия решения о расширении деятельности по репроцессингу в США в надежде, что, в конечном итоге, этот подход будет увязан с возрождением ядерной энергетики.

### **Французский репроцессинг**

Во Франции производство плутония началось в рамках исследовательской программы по созданию ядерного оружия, реализация которой началась после второй мировой войны. Три реактора по производству плутония были введены в эксплуатацию в период между 1956-58 гг. в г.Маркуль. Первый полномасштабный радиохимический завод UP1 (1) начал функционировать в 1958 г. В 1976 г. была основана компания КОЖЕМА, принадлежащая Комиссариату по атомной энергии (КАЭ). В ее ведение были переданы технологии и объекты, созданные в рамках программ по созданию ядерного оружия. КОЖЕМА отвечает за реализацию французской программы по репроцессингу и заключает контракты как с военными, так и с французской гражданской электрической компанией "Электрисите де Франс" (ЭДФ). КОЖЕМА принадлежит два крупных радиохимических предприятия в м.Ла-Хаг (UP2 и UP3). В 1995 г. вместе они произвели около 80 процентов всего выделенного плутония в мире. Номинальная ежегодная мощность каждого предприятия составляет 800 т тяжелого металла, что эквивалентно производству выделенного плутония в размере 8000 кг в год. Эксплуатация UP2 началась в 1966 г., первоначально оно предназначалось для переработки отработанного топлива реакторов типа «Магнокс». Его номинальная мощность постоянно менялась до тех пор, пока не была установлена в размере 400 т в год. Начиная с 1976 г. на предприятии были установлены дополнительные мощности, позволяющие перерабатывать оксидное топливо легководных реакторов типа ЛВР. После 1994 г., в результате значительной модификации и расширения, предприятие действует под наименованием UP2-800, что отражает новую ежегодную номинальную мощность завода. Предприятие UP3 вступило в строй в 1990 г. В течение последних 20 лет развитие французской промышленности зависело от крупных контрактов с зарубежными поставщиками ОЯТ. Более половины перерабатываемого в Ла-Хаг отработанного топлива ЛВР - иностранного происхождения. Предприятие UP2 перерабатывало топливо зарубежных клиентов до 1990 г. После этого оно целиком переключилось на французских поставщиков (за исключением небольшого количества немецкого МОХ-топлива, перерабатываемого в демонстрационных целях). Предприятие UP3, финансируемое иностранными инвесторами,

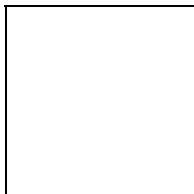
как ожидается, будет перерабатывать исключительно поступающее из-за границы топливо примерно до 2000 г. В 1977 и 1978 гг. 30 инвесторов из семи стран приступили к финансированию строительства УРЗ, получив в обмен контракты на переработку топлива на этом предприятии в течение первых десяти лет его эксплуатации. В настоящее время КОЖЕМА предоставляет услуги по переработке ядерного топлива для энергетических компаний Германии, Японии, Бельгии, Нидерландов и Швейцарии. СЖН, дочерняя инженерная компания КОЖЕМА, предоставила основанное на технологии заводов в Ла-Хаг ноу-хау для строительства радиохимического предприятия в Роккашо-мура в Японии. Несмотря на долговременное осуществление декларируемой политики по переработке всего извлекаемого из реакторов отработанного топлива, Франция оказалась неспособной осуществить это на практике. В настоящее время мощности радиохимических заводов в м.Ла-Хаг целиком заполнены ЭДФ и иностранными поставщиками, что позволяет КОЖЕМА перерабатывать 850 т из примерно 1200 т ОЯТ, ежегодно нарабатываемого французскими реакторами. Не подвергаемое репроцессингу отработанное топливо направляется в хранилища. В 1996 г. впервые стало ясно, что ЭДФ более не намерена придерживаться политики переработки всего отработанного топлива. В настоящее время внутри французского ядерного истеблишмента разразился настоящий конфликт относительно определения будущей стратегии обращения с отработанным ядерным топливом. Уже в 1992 г. ЭДФ приняла широко не афишировавшееся решение "При принятии решения о переработке не принимать более во внимание ценность выделяемого плутония, учитывая неопределенность его будущего использования". ЭДФ также выразила сомнения относительно использования смесового уран-плутониевого (МОХ) топлива из-за его высокой стоимости по сравнению с урановым топливом. В настоящее время 16 реакторов получили лицензию на использование МОХ-топлива (при 30 процентах загрузке). К концу 1996 г. девять из них уже были загружены этим топливом. ЭДФ вынуждена расширять свою МОХ-топливную программу и запросила лицензии на использование МОХ-топлива дополнительно для 12 реакторов. Согласно информации, полученной организацией WISE-Париж, недавно министр промышленности Франции дал указание ЭДФ увеличить со следующего года количество реакторов, способных потреблять МОХ-топливо, до десяти. Франция уже располагает очень значительными запасами плутония, которые еще более возрастут в последующие годы по причине ограниченных мощностей по производству МОХ-топлива и сохранению уровня производства самого плутония. По состоянию на декабрь 1995 г. официальные данные по французским запасам необлученного плутония в различных формах (выделенного, свежего МОХ-топлива и т.п.) достигли 55300 кг, в том числе 27500 кг принадлежало иностранным государствам. Таким образом, Франция стоит перед лицом дальнейшего обострения обеих проблем: отработанного топлива и запасов выделенного плутония.

## Великобритания

После Франции Великобритания является крупнейшей мировой державой по переработке отработанного топлива реакторов АЭС. Эта деятельность осуществляется на предприятии в Уиндскейле/Селлафилде на северо-западе Англии. Гражданский репроцессинг начался в Уиндскейле в 1964 г.; его планируется продолжить, как минимум, до 2010 г. На диаграмме 1 показана динамика выделения плутония в Селлафилде.

### Переработка топлива тепловых реакторов

Начиная с 1964 г. топливо ядерных реакторов "Магнокс" перерабатывается в здании 205 (В205) в Уиндскейле/Селлафилде. Это предприятие играло важнейшую роль в британской программе по созданию и эксплуатации реакторов "Магнокс". Кроме того, оно обслуживает реакторы данного типа, действующие в Японии и Италии. В Селлафилд перевозится все отработанное топливо реакторов "Магнокс". К концу 1995 г. в В205 было переработано 26800 т отработанного топлива, из которого было выделено порядка 59 т плутония. Переработку топлива реакторов "Магнокс" планируется продолжать до 2015 г., т.е. в течении 5 лет после закрытия последнего реактора данного типа в Великобритании. К тому времени в В205 будет выделено около 90 т плутония.



В 1969 г. в Уиндскейле началась переработка оксидного топлива: был введен в строй завод Хед-энд (НЕР - Head-End Plant), где оксидное топливо перерабатывалось в сырье для предприятия В205. Всего до аварии, вызвавшей временное закрытие В205 в 1973 г., в комплексе НЕР/В205 было переработано 110 т топлива и выделено около 400 кг плутония. В 1995 г. началась крупномасштабная переработка оксидного топлива после открытия Завода по переработке тепловых оксидов (ТНОРР - Thermal Oxide Reprocessing Plant) мощностью 700 т топлива в год. В течение первых десяти лет примерно 70 процентов производства на ТНОРР будет обеспечено поставками топлива из-за рубежа. До 2005 г. должны быть выполнены контракты на переработку 6600 т отработанного топлива. Ситуация с контрактами на период после 2005 г. пока не столь определена. Британская энергетическая компания "Бритиш Энерджи" предполагает переработать 2600 т топлива; кроме того, в 1990 г. немецкие энергетические компании подписали контракты на переработку 700 т. Эти контракты обеспечат функционирование ТНОРР до 2010 г.

### Переработка топлива реакторов-размножителей

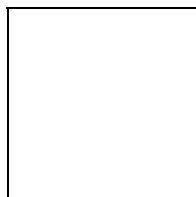
Начиная с июля 1958 г. переработка топлива реакторов-размножителей и исследовательских реакторов типа МТР (Materials Test Reactor) осуществляется в Дунрее в Северной Шотландии. Там действуют два предприятия, находящиеся в ведении Управления по

атомной энергии Соединенного Королевства: D1204 для переработки топлива реакторов MTR и D1206 - реакторов-размножителей. D1204 представляет собой небольшое предприятие, перерабатывающее топливо как британских, так и иностранных исследовательских реакторов. D1206 было открыто в 1961 г. и перерабатывает топливо на базе высокообогащенного урана с Демонстрационного реактора-размножителя, закрытого в 1977 г., и Прототипа реактора-размножителя, остановленного в 1994 г. Оба этих реактора также находились в Дунрее. К концу 1995 г. там была переработана 21 т топлива, содержащая около 4,5 т плутония. В отсутствие новых контрактов на переработку топлива реакторов MTR предприятие D1206 предполагается закрыть в 1997-98 гг.

### **Япония**

Японская политика в области ядерного топливного цикла состоит в достижении полной переработки всего отработанного топлива и потребления в качестве реакторного топлива всего выделенного плутония. В рамках этой политики государственная Корпорация по разработке энергетических реакторов и ядерного топлива (PNC - Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation) создала и приступила в 1977 г. к эксплуатации Токайского радиохимического предприятия. Японские компании по производству электроэнергии также подписали контракты с корпорациями КОГЕМА и БНФЛ о переработке около 700 т отработанного топлива на предприятиях в Ла-Хаг (Франция) и Селлафилде (Великобритания). Кроме того, корпорация "Джапан ньюклар фьюэл лимитед " (ДжНФЛ) приступила к строительству коммерческого предприятия в Роккашо (префектура Аомори), который, согласно официальным планам, должен вступить в строй к середине 2000 гг. Однако реальный ход дел в Японии показывает, что проводимая политика, направленная на создание производственной базы замкнутого топливного цикла, в значительной степени отклоняется от практических потребностей. Согласно правительственной статистике, к концу 1994 фин.г. (31 марта 1995 г.) общее количество накопленного отработанного топлива легководных реакторов (ЛВР) достигло 10400 т. Эта цифра увеличивается на 1000 т ежегодно. Предприятие в Токае функционирует в качестве пилотного и к концу 1995 фин.г. переработало всего 864 т отработанного топлива. Принимая во внимание незначительную мощность предприятия в Токае, наряду с принятием решения о том, что новые контракты на переработку топлива за границей более не будут заключаться, Япония не сможет переработать все свое накопленное отработанное топливо. Даже если, как и планируется, завод в Роккашо выйдет на полную проектную мощность к середине 2000 гг., его мощности по переработке 800 т и по хранению 3000 т тяжелого металла сумеют поглотить лишь незначительную долю уже накопленного отработанного топлива, а также того топлива, которое будет продолжать нарабатываться из года в год. Более того, растущие оценки стоимости строительства предприятия в Роккашо делают его будущее все более проблематичным. Последние приведенные ДжНФЛ оценки затрат на строительство, включая

создание объекта по остекловыванию жидких высокорadioактивных отходов, составляют 1,88 трлн. йен (17 млрд.долл.), что в 6-7 раз превышает стоимость аналогичных европейских предприятий. Весьма вероятно, что строительство будет приостановлено после ожидаемого в 1997 г. завершения создания бассейна для хранения отработанного топлива. С точки зрения потребления плутония центральное правительство и энергетические компании оказались перед лицом серьезной проблемы излишков. Амбициозная японская плутониевая программа переживает серьезные технические, экономические и политические трудности. После инцидента с судном "Акацуки-мару", перевозившего 1,5 т плутония из Франции в Японию, внутри страны и за рубежом возникла значительная обеспокоенность относительно безопасности и надлежащей физической защиты японских ядерных материалов. В 1995 г. японские энергетические компании вынудили правительство по экономическим соображениям прекратить реализацию проекта по созданию использующего МОХ-топливо перспективного теплового реактора Ома. Инцидент с утечкой натриевого охладителя на реакторе-размножителе Монджу, произошедший 8 декабря 1995 г., нанес серьезный удар по всей правительственной плутониевой программе. После этого реализация японской программы по созданию быстрых реакторов была отложена, вероятно, на неопределенный срок.



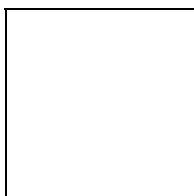
В целях выполнения обязательств по отказу от накопления запасов плутония японское правительство планирует использовать большую часть выделенного в Европе плутония в качестве МОХ-топлива для легководных реакторов. Однако программа по использованию МОХ-топлива также может подвергнуться значительным изменениям из-за оппозиции со стороны местных властей. В этом случае принадлежащий Японии большой запас уже выделенного в Европе плутония в размере 8,7 т (по состоянию на конец 1994 г.) возрастет к концу столетия до 20-25 т. Политика Японии в области репроцессинга стоит перед лицом весьма курьезного противоречия. С одной стороны, Токио испытывает трудности, связанные с недостатком мощностей по переработке отработанного топлива. С другой стороны, не решена проблема все возрастающих запасов избыточного плутония. Политика создания основанного на репроцессинге замкнутого ядерного топливного цикла становится все более противоречивой и все менее объяснимой. Единственным выходом из создавшихся трудностей видится пересмотр политики в отношении репроцессинга с целью предотвращения дальнейшего накопления избытков выделенного плутония.

## **Индия**

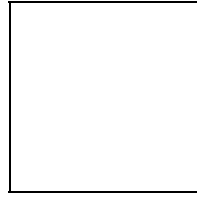
В течение долгого времени Индия проводила политику по созданию замкнутого топливного цикла путем переработки плутония в быстрых реакторах. Это делалось в рамках программы по разработке энергетических реакторов типа CANDU, использующих в качестве топлива природный уран. Долгосрочной целью индийской программы является производство электроэнергии на АЭС путем использования больших запасов тория-232. Как отмечалось в докладе 1982 г.: "На весьма ранней стадии появилось понимание того, что реакторная система должна быть способной в максимально возможной степени использовать ограниченные урановые ресурсы и вне зависимости от того, насколько хороша такая реакторная система, потенциал для производства энергии [в Индии] только из урановых ресурсов все равно не будет велик". В настоящее время в Индии имеется три радиохимических предприятия. Они находятся в ведении Управления атомной энергии (DAE - Department of Atomic Energy) и имеют общую проектную мощность около 230 т. Ни одно из этих предприятий не находится под гарантиями МАГАТЭ. Первое индийское радиохимическое предприятие начало функционировать в 1964 г. в Атомном исследовательском центре Бхабха (BARC - Bhabha Atomic Research Centre) в Тромбее. Оно перерабатывает топливо, поступающее с исследовательских реакторов "Сайрус" и "Дхрува". В 1973 г. предприятие в Бхабха из-за интенсивной коррозии было выведено из эксплуатации; в дальнейшем на нем было сменено оборудование и в 1982 г. оно вновь вступило в строй. По оценкам, всего на небольшом предприятии BARC было выделено около 400 кг плутония. Сообщалось, что этот плутоний использовался в индийской программе по созданию ядерного оружия. Плутоний, содержащийся в "ядерном заряде мирного назначения", который был взорван в 1974 г. в штате Раджастхан, был наработан в Бхабхе. Второе радиохимическое предприятие, Объект по переработке топлива энергетических реакторов (PREFRE - Power Reactor Fuel Reprocessing facility), было введено в эксплуатацию в Тарапуре в 1982 г. Оно предназначалось для переработки топлива реакторов CANDU. Проектная мощность этого предприятия - 100 т топлива в год. Однако его реальный уровень производства был ограничен по техническим и организационным соображениям. Кроме того, Индия предпочитает избегать накопления запасов плутония. В 1995 г. произошла серьезная утечка радиоактивности на Заводе по ликвидации отходов, связанном с объектом в Тарапуре. Под нажимом обеспокоенной утечкой общественности власти были вынуждены признать, что "из-за недостаточного финансирования" оборудование, предназначенное для данного Завода, подверглось коррозии в результате нахождения на открытом воздухе. В настоящее время в Тарапуре перерабатывается топливо, поступающее только с двух АЭС - Раджастханской и Мадрасской. Оценка общего количества топлива, переработанного на данном предприятии, крайне затруднена, поскольку индийские власти не публикуют каких-либо данных. Поэтому оценки основываются на данных о типах реакторов на упомянутых АЭС и на предположительных оценках количества отработанного топлива, поступающего

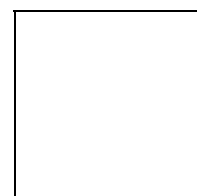
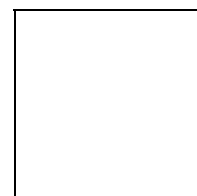
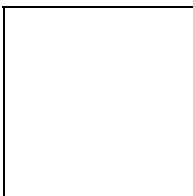
оттуда в Тарапур. Предполагается, что к концу 1995 г. в Тарапуре могло быть переработано максимум 310 т отработанного топлива с АЭС в Мадрасе и Раджастхане, что позволило бы выделить не более 900 кг плутония. Согласно более реалистическим оценкам, принимая во внимание потребности в плутонии реактора на быстрых нейтронах в Калпаккаме, в Тарапуре могло быть выделено порядка 300-400 кг плутония. В марте 1996 г. вступило в эксплуатацию радиохимическое предприятие в Калпаккаме (KARP - Kalpakam Reprocessing Plant), расположенное недалеко от Мадраса в Центре атомных исследований им. Индиры Ганди. На начальном этапе это предприятие не приступало к переработке отработанного топлива. Начало такой переработки ожидалось в конце 1996 г. Первоначально планировалось к 2000 г. довести мощности по переработке до 1000 т, однако сейчас эти планы вызывают сомнения. Согласно проекту, предприятие в Калпаккаме должно перерабатывать топливо с Мадрасской АЭС и имеет проектную мощность в 100 т топлива реакторов CANDU в год. Это соответствует возможностям по выделению около 350 кг плутония ежегодно.

*Приложение 3*









#### *Приложение 4*

##### **Основные понятия и принципы ядерной и радиационной безопасности**

**Атомная электростанция (АЭС)** – комплекс, включающий ядерный реактор и соответствующее оборудование и предназначенный для преобразования ядерной энергии в электрическую.

**Атомная теплофикационная станция и атомная станция теплоснабжения** – комплекс, включающий ядерный реактор и соответствующее оборудование и предназначенный для преобразования ядерной энергии в электрическую и тепловую.

**Система управления и защиты (СУЗ)** – технологическая система реактора АЭС, представляющая собой совокупность устройств, предназначенных для :

- контроля мощности (интенсивности цепной реакции);
- управления цепной реакции;
- аварийного гашения цепной реакции.

**Контрольно-измерительные приборы (КИП)** – система датчиков и приборов для контроля технологических параметров реакторной установки АЭС (температуры, давления, расхода теплоносителя и т.д.).

**Аварийная защита (АЗ)** – устройство СУЗ, предназначенное для быстрого автоматического и ручного дистанционного гашения цепной реакции.

**Автоматический регулятор** – устройство СУЗ, предназначенное для автоматического управления мощностью реактора (интенсивностью цепной реакции).

**Ручной регулятор (РР)** – дистанционно управляемое с пульта устройство СУЗ, предназначенное для воздействия на реактивность реактора.

**Компенсирующий орган (КО)** – автоматически или дистанционно управляемое с пульта устройство СУЗ, предназначенное для подавления активности в случаях, когда эффективности регулятора для этой цели недостаточно.

**Минимально контролируемый уровень (МКУ)** – минимальный уровень мощности реактора, достаточный для контроля за цепной реакцией с помощью штатной аппаратуры СУЗ.

**Локальная критмасса** – количество ядерного топлива в части активной зоны, в пределах которой может возникнуть неуправляемая самоподдерживающаяся цепная реакция.

**Физический пуск** – загрузка активной зоны штатными тепловыделяющими сборками (ТВС), достижение критического состояния реактора и выполнение необходимых экспериментов на уровне мощности, при которой разогрев теплоносителя энергией деления незначителен.

**Энергетический пуск реактора** - вывод реактора с уровня мощности физического пуска, до уровня, достаточного для пуска турбины и проведения необходимых экспериментов при поэтапном подъеме мощности.

**Ядерная авария** – потеря управления цепной реакцией в реакторе, либо образование критической массы при перегрузке, транспортировке и хранении тепловыделяющих сборок, приведшее к потенциально опасному облучению людей или к повреждению тепловыделяющих элементов (ТВЭЛ) сверх допустимых пределов.

**Ядерноопасный режим** – отклонения от пределов условий безопасной эксплуатации реакторной установки АЭС, не приведшие к ядерной аварии.

**Максимальный запас реактивности** – реактивность, реализуемая в реакторе при удалении всех исполнительных органов СУЗ, включая растворы жидких поглотителей, для момента кампании и состояния реактора с максимальным значением эффективного коэффициента размножения ( $K_{эф}$ ).

Атомная станция считается безопасной, если:

- радиационное воздействие от нее на персонал, население и окружающую среду при нормальной эксплуатации и проектных авариях не приводит к превышению условных значений;
- радиационное воздействие ограничивается до приемлемых значений при тяжелых (запроектных) авариях.

Например, при эксплуатации АЭС допустимые суточные газообразные выбросы должны быть не более:

Таблица 1

Нуклиды	Нормализованные допустимые выбросы, Ки/сут*1000 МВт (эл).	Допустимые величины выброса, Ки/сут.
Смесь инертных радиоактивных газов (аргон, криптон, ксенон).	500	3000
Иод-131 (газообразная и аэрозольная фаза).	0,01	0,06
Смесь долгоживущих нуклидов	0.015	0,09
Смесь короткоживущих нуклидов	0,2	1,2

Среднемесячные допустимые выбросы с АЭС газоаэрозольных радиоактивных веществ.

Таблица 2

Нуклиды	Нормализованные допустимые выбросы, Ки/мес*1000 МВт (эл).	Допустимые величины выброса, Ки/мес.
Стронций-90	1,5	9
Стронций-89	15	90
Цезий-137	15	90
Кобальт-60	15	90
Марганец-54	15	90
Хром-51	15	90

Нормативной документацией по безопасности в атомной энергетике в России определены количественные критерии оценки степени безопасности конкретной атомной станции

В первую очередь, это количественные значения тех технических показателей, которые нормируются, т.е. к которым установлены определенные количественные требования (критерии). Эти значения не должны превышать (или быть меньше) некоторых установленных пределов. Выход же за нормируемые границы рассматривается как выход за пределы безопасности. Примерами таких ограничений могут быть:

- минимальное число дублирующих систем безопасности;
- максимальное количество радиоактивных выбросов за сутки, месяц, год;
- предельно допустимое значение частоты вырабатываемого электрического тока и т.д.

Эти показатели, как правило, применяются на уже действующих станциях. Особую ценность представляют оценки состояния безопасности атомной станции не по отдельным показателям, связанным с состоянием конкретных систем, а АЭС в целом. Здесь

применяются специальные критерии: вероятность крупных радиоактивных выбросов в окружающую среду и вероятность разрушения активной зоны реактора в течении года, а также вероятность смерти человека вследствие аварии на АЭС. Расчет числовых значений указанных параметров проводится для каждого энергоблока отдельно на основе методов вероятностного анализа безопасности, рекомендованных МАГАТЭ.

Предельные значения таких интегральных критериев безопасности для одного реактора составляют:

- вероятность радиоактивных выбросов –  $1 \cdot 10^{-7}$ /год;
- вероятность повреждения активной зоны –  $1 \cdot 10^{-5}$ /год;
- индивидуальный риск для здоровья –  $1,65 \cdot 10^{-4}$ /чел.бэр.

В России эксплуатируемые энергоблоки атомных станций построены по проектам трех поколений – 60-х, 70-х, и 80-х годов XX века. Каждый из указанных периодов имел свой набор НД по безопасности, со временем все более ожесточавшихся:

Таблица 3

АЭС	Количество блоков	Тип реакторной установки
<u>Первое поколение</u>		
Нововоронежская (блоки 3,4)	2	ВВЭР-440 (В-179)
Кольская (блоки 1,2)	2	ВВЭР-440 (В-230)
Ленинградская (блоки 1,2)	2	РБМК-1000
Курская (блоки 1,2)	2	РБМК-1000
Билибинская (блоки 1-4)	4	ЭГП-6
<u>Второе поколение</u>		
Нововоронежская (блок 5)	1	ВВЭР-1000 (В-187)
Кольская (блоки 3,4)		ВВЭР-440 (В-213)
Калининская (блоки 1,2)	2	ВВЭР-1000 (В-338)
Смоленская (блоки 1,2)	2	РБМК-1000
Ленинградская (блоки 3,4)	2	РБМК-1000
Белоярская (блок 3)	1	БН-600

Для оценки ядерных инцидентов и событий на атомных станциях применяют специальную Международную шкалу ядерных событий (INES – International Nuclear Event Scale). Ее применяют также в отношении не только АЭС, но и всех других ядерных установок и объектов, связанных с гражданской ядерной промышленностью, а также к любым событиям, происходящим при транспортировке радиоактивных материалов.

В соответствии со шкалой INES все события разделены на семь уровней. События нижних уровней (с первого по третий) называются инцидентами (происшествиями), а верхнего уровня – авариями. События, незначительные с точки зрения безопасности, относят к нулевому уровню (ниже шкалы) и называют отклонениями. Если событие совсем не связано с безопасностью, то его определяют, как событие вне шкалы.

Критерии оценки безопасности представлены в следующей таблице 4:

Таблица 4

Название события по шкале INES	Критерии оценки безопасности		
	Деградация защиты в глубину	Последствия на площадке АЭС	Последствия вне площадки АЭС.
События вне шкалы	Нет связи со шкалой событий		
0 - событие с отклонением ниже шкалы	Отсутствует значимость с точки зрения безопасности		
1 – аномальная ситуация	Аномальная ситуация, выходящая за пределы допустимого при эксплуатации		
2 – инцидент	Инцидент с серьезными отказами в средствах обеспечения	Значительное распространение радиоактивности; выше пределов	

	безопасности	допустимого.	
3 – серьезный инцидент	Практически все уровни и барьеры безопасности отсутствуют	Серьезное распространение радиоактивности; облучение персонала с серьезными последствиями.	Пренебрежимо малый выброс: облучение населения ниже допустимого предела.
4- авария без значительного риска для окружающей среды		Серьезное повреждение активной зоны и физических барьеров; облучение персонала с летальным исходом.	Минимальный выброс: облучение населения в допустимых пределах.
5 – авария с риском для окружающей среды		Тяжелое повреждение активной зоны и физических барьеров.	Ограниченный выброс: требуется применение плановых мероприятий по восстановлению.
6 – серьезная авария			Значительный выброс: требуется полномасштабное применение мероприятий по восстановлению
7 - тяжелая авария			Сильный выброс: тяжелые последствия для здоровья населения и окружающей среды.

К радиоактивным отходам (далее РАО) относятся не подлежащие дальнейшему использованию материалы, растворы, газообразные среды, изделия, аппаратура, биологические объекты, грунт и т.п., в которых содержание радионуклидов превышает уровни, установленные нормативными актами. В категорию «РАО» может быть включено также отработавшее ядерное топливо (ОЯТ), если оно не подлежит последующей переработки с целью извлечения из него компонентов и после соответствующей выдержки направляется на захоронение. РАО подразделяются на высокоактивные отходы (ВАО), среднеактивные (САО) и низкоактивные (НАО). Деление отходов по категориям устанавливаются нормативными актами.

Радиоактивные отходы образуются:

- при эксплуатации и снятии с эксплуатации предприятий ядерного топливного цикла (добыча и переработка радиоактивных руд, изготовление тепловыделяющих элементов, производство электроэнергии на АЭС, переработка отработавшего ядерного топлива);
- в процессе реализации военных программ по созданию ядерного оружия, консервации и ликвидации оборонных объектов и реабилитации территорий, загрязненных в результате деятельности предприятий по производству ядерных материалов;
- при эксплуатации и снятии с эксплуатации кораблей военно-морского и гражданского флотов с ядерными энергетическими установками и баз их обслуживания;

- при использовании изотопной продукции в народном хозяйстве и медицинских учреждениях;
- в результате проведения ядерных взрывов в интересах народного хозяйства, при добыче полезных ископаемых, при выполнении космических программ, а также при авариях на атомных объектах.

Радиоактивные отходы находятся в хранилищах и могильниках в различных физико-химических формах: в твердом виде (загрязненное оборудование, материалы, грунты и др.), отвержденном (битумные, цементные и стеклоподобные блоки) и жидком (радиоактивные растворы и пульпы, хранящиеся в специальных емкостях и открытых бассейнах, а также растворы, закаченные в глубинные подземные горизонты горных пород). В настоящее время общая активность отходов, образовавшихся на предприятиях Минатома России, оценивается в 3-4 миллиарда кюри.

Общие количество ОЯТ, хранящегося на АЭС, составляет 7200 тонн, общая активность равна  $\sim 4 \cdot 10^9$  Ки.

В соответствии с Основными санитарными правилами (ОСП – 72/87) ЖРО по удельной активности делятся на следующие категории:

- слабоактивные – ниже  $10^{-5}$  Ки/л;
- среднеактивные – от  $10^{-5}$  до 1 Ки/л;
- высокоактивные – 1 Ки/л и выше.

По тем же правилам твердые отходы считаются радиоактивными, если удельная активность отходов превышает:

- $2 \cdot 10^{-7}$  для источников альфа излучения ( $10^{-8}$  Ки/кг для трансураниевых нуклидов);
- $2 \cdot 10^{-6}$  Ки/кг для источников бета излучения;
- $10^{-7}$  г.экв Ра/кг для источников гамма излучения.

Классификация РАО по удельной активности не совсем удачная, так как она не учитывает ни периода полураспада, ни радионуклидный и физико-химический состав, практически не учитывает наличия плутония и трансураниевых элементов, хранение которых требует специальных жестких мер, как это принято в международной практике, но тем не менее в таком виде она пока существует в России.

Таблица 6

***Перечень атомных электростанций расположенных территории экс-СССР.***

Название АЭС	Номер блока	Тип реактора	Дата начала эксплуатации	Причина вывода из эксплуатации
<i>АЭС с реакторными установками типа ВВЭР</i>				
1 Армянская	1	ВВЭР-440	28.12.76	Остановлен в 25.02.89 Сейсмическая опасность



	2	ВВЭР-440	31.12.79	Запущен в эксплуатацию в июле 1995 г.
2 Балаковская	1	ВВЭР-1000	20.12.85	
	2	ВВЭР-1000	27.10.87	
	3	ВВЭР-1000	31.12.88	
	4	ВВЭР-1000	20.12.94	
3 Запорожская	1	ВВЭР-1000	26.12.84	
	2	ВВЭР-1000	31.10.85	
	3	ВВЭР-1000	31.12.86	
	4	ВВЭР-1000	31.12.87	
	5	ВВЭР-1000	14.08.89	
	6	ВВЭР-1000	31.12.95	
4 Калининская	1	ВВЭР-1000	10.05.84	
	2	ВВЭР-1000	31.12.86	
5 Кольская	1	ВВЭР-1000	15.08.73	
	2	ВВЭР-1000	21.12.74	
	3	ВВЭР-1000	24.03.81	
	4	ВВЭР-1000	11.10.84	
6 Ново-Воронежская	1	ВВЭР- 210	30.12. 64	Остановлен 06.08.84 г.
	2	ВВЭР- 365	15.12.69	Остановлен 29.08.90 г.
	3	ВВЭР- 440	24.12.71	
	4	ВВЭР- 440	24.08.72	
	5	ВВЭР-1000	30.05.80	
7 Ровенская	1	ВВЭР- 440	22.12.80	
	2	ВВЭР- 440	22.12.81	
	3	ВВЭР-1000	31.12.86	
8 Хмельницкая	1	ВВЭР-1000	31.12.87	
9 Южно-Украинская	1	ВВЭР-1000	31.12.82	
	2	ВВЭР-1000	05.01.85	
	3	ВВЭР-1000	20.09.89	
10.Волгодонская АЭС	1	ВВЭР-1000	30.03.2001	
<i>АЭС с канальными и другими реакторами</i>				
11 Белоярская	1	АМБ-100	26.04.64	Остановлен в 1981 г.
	2	АМБ-200	31.12.67	Остановлен 31.12.90 г.
	3	ОК -505	08.04.80	
12 Билибинская	1	ЭГП-6	14.01.74	
	2	ЭГП-6	27.12.74	
	3	ЭГП-6	23.12.75	
	4	ЭГП-6	27.12.76	
13 Игналинская	1	РБМК-1500	08.01.84	
	2	РБМК-1500	30.08.87	
14 Курская	1	РБМК-1000	19.12.76	
	2	РБМК-1000	28.01.79	
	3	РБМК-1000	17.12.83	
	4	РБМК-1000	21.12.85	

15 Ленинградская	1	РБМК-1000	07.01.74	
	2	РБМК-1000	18.10.75	
	3	РБМК-1000	28.12.79	
	4	РБМК-1000	10.02.81	
16 Смоленская	1	РБМК-1000	25.12.82	
	2	РБМК-1000	31.05.85	
	3	РБМК-1000	31.12.89	
17 Чернобыльская	1	РБМК-1000	26.09.77	Остановлен в 1997 г.
	2	РБМК-1000	21.12.78	Остановлен в 1997 г.
	3	РБМК-1000	03.12.81	Остановлен в 2000 г.
	4	РБМК-1000	22.12.83	Авария 26.04.86 г.

### **Основы радиационной химии в ядерном топливном цикле.**

Становление радиационной химии как науки неразрывно связано с возникновением и развитием атомной промышленности. Эксплуатация уже первых "военных" реакторов для получения делящихся материалов для атомного оружия и отработка технологии отделения этих материалов от осколочных продуктов деления урана показали необходимость учета действий ионизирующих излучений как на конструкционные материалы (графит кладки реакторов, металл оболочек твэлов, изоляция проводов и пр.), теплоносители, реагенты и растворы, так и на кинетику химических реакций в технологии выделения целевых продуктов. Совершенствование технологии получения делящихся материалов и электрической энергии на ядерных установках потребовало развития как базы экспериментальных данных по действию излучения на материалы и процессы, так и создания теории радиационно-химических процессов, начиная с взаимодействия излучения с веществом и кончая образованием конечных продуктов радиолиза и изменением эксплуатационных свойств материалов.

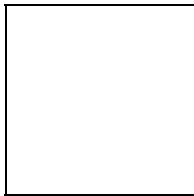
В этом разделе мы рассмотрим радиационно-химические проблемы, проявляющиеся на разных стадиях ядерного топливного цикла. Особое внимание мы уделим вопросам, связанным с проблемами безопасности эксплуатации и обеспечения устойчивости технологических процессов в промышленности.

Схема ядерного топливного цикла в виде, необходимом для нашего обсуждения, представлена на рис. 1. За основу мы приняли распространенный в настоящее время цикл, связанный с переработкой облученного топлива АЭС водными методами по экстракционной технологии.

На первых двух стадиях топливного цикла - от добычи урана до изготовления тепловыделяющих сборок (ТВС) - проблем, связанных с действием ионизирующих излучений на материалы и процессы не возникает из-за низкого уровня мощности дозы, обусловленной природной радиоактивностью продуктов и реагентов в технологии этих этапов.

При получении электроэнергии и тепла на ядерных энергетических установках (ЯЭУ) главной проблемой, относящейся к радиационной химии, является выявление и минимизация эффектов действия ионизирующих излучений на теплоносители, замедлители и др. материалы в активной зоне ядерных реакторов. Сложность проблемы усугубляется тем, что в этих условиях материалы подвергаются воздействию излучения сложного состава (быстрые и медленные нейтроны, альфа-, бета-, и гамма-излучение широкого энергетического спектра, "горячие" осколки деления и атомы отдачи) при весьма высокой мощности дозы (до МГр/с), высокой температуре (до 600° С) и давлении (до 200 атм).

Рассмотрим эти эффекты.



*Рис. 1. Схема ядерного топливного цикла*

### **Радиационно-химические аспекты обращения с отработавшим топливом АЭС**

В соответствии с принятой технологией на АЭС после того, как топливо достигнет регламентного выгорания (в зависимости от типа реактора 8 - 40 ГВт-суток на тонну урана) тепловыделяющие сборки (ТВС) выгружаются из активной зоны. Они слишком "горячи", чтобы их можно было тотчас же вывозить со станции. Поэтому их "ставят на выдержку" непосредственно на АЭС. Для этой цели около реактора имеются специальные бассейны различной конструкции. В этих бассейнах, залитых водой, ТВС помещаются на стеллажи или в специальные пеналы и хранятся достаточно длительное время - от 3 до 8 лет и более.

Вода в бассейнах-хранилищах играет одновременно три роли: биологической защиты, нейтронной защиты и теплоносителя. В связи с хранением отработавшего топлива в бассейнах возникают две проблемы, обусловленные действием излучения на воду:

- образования водорода и, следовательно, проблема предотвращения возможного взрыва смеси водорода и кислорода,
- интенсификации коррозии оборудования бассейнов-хранилищ под действием излучения. Вода в бассейнах постоянно подвергается специальной очистке. При этом главное внимание обращается на удаление из нее радиоактивных загрязнений, появляющихся из-за негерметичности отработавших ТВС. Однако воду очищают на ионнообменных колоннах также и от ионов металлов - компонентов конструкционных материалов, главным образом сталей (хром, никель, железо). Поскольку вода в бассейнах-хранилищах находится в постоянном соприкосновении с воздухом, она кроме кислорода и азота, содержит диоксид углерода.

Также определенные проблемы существуют, которые связаны с эффектами действия ионизирующих излучений, на следующем этапе ядерного топливного цикла - при транспортировании отработавшего топлива с АЭС на радиохимический завод для переработки.

Перевозка отработавшего топлива производится в специальных контейнерах. Они представляют собой емкости, внутри которых в специальных чехлах размещаются отработавшие ТВС. Стенки контейнера являются одновременно несущим конструкционным элементом и защитой от излучений. Отведение тепла, выделяющегося при радиоактивном распаде, в окружающую среду осуществляется газовым (воздух, азот) или водяным теплоносителем. В последнем случае контейнер называют водозаполненным. Вода в нем

играет роль не только теплоносителя, но и защиты от быстрых нейтронов спонтанного деления и распада нуклида  $^{254}\text{Cf}$ .

Контейнеры устанавливаются на железнодорожные платформы, автотрейлеры, паромы и т. д. и перевозятся по транспортным магистралям общего пользования. Это накладывает дополнительные требования по обеспечению безопасности по сравнению с действующими на предприятиях ядерной энергетики.

В настоящее время на территории нашей страны действуют требования МАГАТЭ по обеспечению безопасности перевозок радиоактивных материалов (в частности, отработавшего топлива АЭС). В соответствии с этими правилами ни при каких условиях при перевозках, в том числе и аварийных, из контейнера не должна происходить утечка радиоактивных материалов. Контейнер, например, должен оставаться герметичным при падении с высоты 9 м на бетонное основание или на штырь, при нахождении в очаге пожара с температурой пламени  $800\text{ C}^0$  в течение 1 ч, при утоплении в воде на глубине 10 м. Правила также требуют, чтобы в свободном объеме водозаполненных контейнеров при любых условиях перевозки была обеспечена невозможность взрыва водорода, образующегося при радиоллизе воды.

Взрыв смеси водорода и кислорода невозможен, если концентрации компонентов в смеси, находящейся в свободном объеме контейнера, будут меньше нижнего концентрационного предела взрываемости (для водорода - 4 % об. и кислорода - 5 % об.). Закономерности радиационной химии воды позволяют рекомендовать меры, при выполнении которых концентрации водорода и кислорода в свободном объеме контейнера будут ниже этого предела.

Что представляет собой водозаполненный контейнер для перевозки отработавшего топлива АЭС? По сути дела, это замкнутый сосуд, в котором имеется некоторое количество воды и свободный объем, заполненный газом (воздух или инертный газ). Вода в этом сосуде подвергается облучению весьма большими дозами "легкого" гамма-излучения, так как альфа- и бета-излучения радионуклидов - осколков деления ядер урана задерживаются оболочками ТВС и переходят в тепло. Таким образом, здесь реализуются условия, при которых в воде неизбежно происходит наступление радиационно-химического стационарного состояния по водороду, кислороду и пероксиду водорода. Состав газовой смеси в свободном объеме будет определяться равновесными парциальными давлениями водорода и кислорода, соответствующими их концентрациям в жидкой фазе. Задача обеспечения взрывобезопасности газовой смеси сводится, таким образом, к минимизации стационарных концентраций стабильных продуктов радиолиза воды в замкнутых системах.

#### **Радиационно-химические процессы при хранении жидких радиоактивных отходов высокого уровня**

Необходимой стадией любой технологии радиохимической переработки отработавшего топлива АЭС является промежуточное, более или менее длительное,

хранение в наземных стальных емкостях жидких высокоактивных отходов (ВАО), представляющих собой растворы азотнокислых солей осколочных радионуклидов и трансурановых элементов, нитрата натрия, органических кислот и содержащих, кроме того, технологические примеси, такие как экстрагенты, разбавители, силикаты, продукты коррозии оборудования и пр. Эта стадия из-за большого количества одновременно находящейся в хранилищах активности является одной из самых опасных на производстве. Сформулируем требования, выполнение которых необходимо для обеспечения безопасного режима хранения ВАО.

**ВО-ПЕРВЫХ**, режим съема тепла, выделяющегося при распаде радионуклидов, должен обеспечивать отсутствие как общего, так и локального разогрева и, тем более, выпаривания отходов. Организация режима теплосъема зависит от радиохимического состава отходов и их теплофизических свойств. Последние - во многом определяются радиационно-химическими процессами, протекающими в ВАО.

**ВО-ВТОРЫХ**, в свободных объемах хранилищ не должны образовываться взрывоопасные концентрации горючих газов и паров. Таковыми могут быть возникающие при радиоллизе водного отхода водород и метан, при радиоллизе экстрагентов и разбавителей - водород и "легкие" углеводороды, бутанол и т. д.

**В-ТРЕТЬИХ**, в процессе хранения в отходах вследствие терморadiационных процессов не должно образовываться веществ, опасных в коррозионном отношении (например, ионов хлора в азотнокислых растворах), или веществ, дающих с компонентами отхода соединения, трудно извлекаемые из хранилищ, затрудняющие переработку отхода, а также веществ, способных концентрировать делящиеся радионуклиды (например, продукты деструкции экстрагентов).

**В-ЧЕТВЕРТЫХ**, в течение всего срока хранения отходы должны быть гомогенным, т.е. в растворе не должно образовываться осадков. Последние - потенциально опасны, так как могут сорбировать осколочную активность, вызывая неравномерность поля температур и поля ионизирующего излучения по объему хранилища и возможность локального вскипания отхода. Это может также существенно затруднить переработку жидких отходов.

Осадки могут образовываться вследствие гидролиза солей тяжелых металлов, редкоземельных (РЗЭ) и трансурановых элементов при радиационно-химическом разложении кислот и комплексообразователей в отходе. Старение осадков в поле ионизирующего излучения часто приводит к образованию чрезвычайно труднорастворимых соединений.

Наконец, **В-ПЯТЫХ**, в процессе хранения при нормальной эксплуатации хранилищ должен быть обеспечен минимальный технически достижимый сброс содержащихся в виде аэрозолей в свободных объемах аппаратов-хранилищ радионуклидов в окружающую среду. Этого можно достичь за счет оптимизации режима сдувки радиолитических взрывоопасных газов, образующихся при радиоллизе.

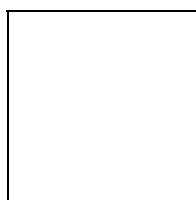
Таким образом, из изложенного ясно, что при организации безопасной в экологическом смысле технологии промежуточного хранения жидких ВАО совершенно необходимо учитывать радиационно-химические процессы, протекающие в жидких высокоактивных отходах под действием ионизирующего излучения радионуклидов. Радиационно-химические превращения компонентов отходов могут быть причиной появления потенциально опасных веществ и возникновения потенциально опасных явлений при их хранении. Для учета, однако, необходимо понимание механизмов радиационно-химических превращений в отходах. Детальный теоретический анализ и нахождение аналитических зависимостей кинетики этих превращений в отходах на современном уровне знаний, к сожалению, невозможен вследствие сложности и вариабельности составов отходов даже в рамках одного технологического процесса.

### **Радиолиз экстракционных систем**

Среди промышленных методов переработки отработавшего ядерного топлива доминирующее место занимает экстракция - избирательное извлечение ионов металлов из водных растворов органическими растворителями. Целью этого процесса является обеспечение не менее 99,9 % извлечения урана и плутония из раствора отработавшего ядерного топлива при коэффициенте очистки этих металлов от осколочных радионуклидов не менее  $10^7 - 10^8$ . Схема экстракционной переработки отработавшего топлива приведена на рис.2 и включает следующие блоки: накладки (статические или динамические), расслаивание, рекстракция и промывка экстрагента для повторного использования. Эта схема - общая для любого экстракционного процесса. Особенности экстракции в радиохимической промышленности обусловлены тем, что экстракционные системы подвергаются радиационному воздействию. В результате этого воздействия (главным образом бета- и гамма-излучения осколочных радионуклидов) в органической и водной фазах протекают радиационно-химические превращения, приводящие к изменению исходного состава системы и накоплению продуктов радиолиза. Это может оказывать заметное влияние на основные характеристики экстракционного процесса:

- 1) снизить "емкость" экстрагента, т. е. полноту извлечения целевых продуктов (урана и плутония) в результате ухудшения комплексообразующих свойств экстрагента;
- 2) ухудшить селективность, т. е. очистку урана и плутония от осколочных радионуклидов в результате изменения валентного состояния ионов;
- 3) изменить гидродинамические параметры, такие как вязкость органической фазы, межфазное поверхностное натяжение (характеризует эффективность расслоения фаз);
- 4) привести к появлению третьих фаз ("медуз"), осадков и т. д. Для использования в радиохимической промышленности предлагались многие экстрагенты: алкил- и арилароматические амины различного строения, эфиры фосфорной кислоты и др. В качестве разбавителей испытывали керосин, синтин, смеси углеводородов, индивидуальные углеводороды и галогенорганические соединения. Однако в современной мировой практике

в радиохимической промышленности в широком масштабе используются в качестве экстрагента только *n*-трибутилфосфат (ТБФ), а в качестве разбавителя - специальные смеси алифатических углеводородов  $C_{11} - C_{15}$ . Это обусловлено несколькими причинами. Во-первых, ТБФ относительно дешев и доступен. Во-вторых, он имеет высокую селективность по отношению к урану и плутонию по сравнению с осколочными радионуклидами и достаточную экстракционную способность, дающую возможность использовать его в виде раствора в разбавителе (обычно не более 30%) для извлечения урана и плутония из разбавленных азотнокислых растворов облученного топлива без высаливателей. В-третьих, ТБФ химически стоек и обладает свойствами (плотность, вязкость, коэффициент поверхностного натяжения), способствующими быстрому разделению фаз и обеспечивающими пожаровзрывобезопасность процесса (низкая летучесть, высокая температура вспышки). Упомянутые смеси углеводородов по гидродинамическим характеристикам наиболее близки ТБФ, достаточно радиационно стойки и обладают высокой температурой вспышки. При действии ионизирующего излучения ТБФ разлагается с образованием дибутилфосфорной (НДБФ), бутилфосфорной (Н<sub>2</sub>МБФ) и фосфорной кислот, которые, как установлено многочисленными исследованиями, и определяют изменение свойств экстракционных систем на основе ТБФ.



*Рис.2* Схема экстракционного разделения раствора отработавшего ядерного топлива.

*Приложение 6*

**Перечень основных нормативных документов и нормативных актов, используемых Госатомнадзором России при государственном регулировании безопасности в области использования атомной энергии (П-01-01-98) введен с 12.02.99 г. (приводится в сокращении)**



**А. ПРАВОВЫЕ АКТЫ В ОБЛАСТИ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ .....**

- А.1. Основные международные договоры Российской Федерации.....**
- А.2. Федеральные Законы Российской Федерации .....**
- А.3. Указы, распоряжения Президента Российской Федерации**
- А.4. Постановления Правительства Российской Федерации ....**
- А.5. Межведомственные соглашения Госатомнадзора России..**

**I. СООРУЖЕНИЯ И КОМПЛЕКСЫ С ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫМИ И ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИМИ ЯДЕРНЫМИ РЕАКТОРАМИ, КРИТИЧЕСКИМИ И ПОДКРИТИЧЕСКИМИ ЯДЕРНЫМИ СТЕНДАМИ. СУДА И ДРУГИЕ ПЛАВСРЕДСТВА С ЯДЕРНЫМИ РЕАКТОРАМИ. КОСМИЧЕСКИЕ И ЛЕТАТЕЛЬНЫЕ АППАРАТЫ, ДРУГИЕ ТРАНСПОРТНЫЕ И ТРАНСПОРТАБЕЛЬНЫЕ СРЕДСТВА.....**

- 1. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии .....**
  - 1.1. Общие положения.....**
  - 1.2. Размещение, проектирование, сооружение.....**
  - 1.3. Эксплуатация, вывод из эксплуатации.....**
- 2. Нормативные документы, утвержденные Госатомнадзором России.....**
  - 2.1. Руководства по безопасности.....**
    - 2.1.1. Размещение, проектирование, сооружение**
    - 2.1.2. Эксплуатация, вывод из эксплуатации.....**
  - 2.2. Руководящие документы Госатомнадзора России по лицензированию, а также иные документы, устанавливающие требования, обязательные для выполнения организациями, осуществляющими свою деятельность в области использования атомной энергии.....**
  - 2.3. Нормативные документы по сертификации оборудования, изделий и технологий.....**
- 3. Нормативные документы, утвержденные другими органами государственного регулирования безопасности, а также федеральными органами исполнительной власти.....**
  - 3.1. Размещение, проектирование, сооружение.....**
  - 3.2. Эксплуатация, вывод из эксплуатации.....**

**II. АТОМНЫЕ СТАНЦИИ.....**

- 1. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии .....**
  - 1.1. Общие положения.....**
  - 1.2. Размещение, проектирование, сооружение.....**
  - 1.3. Эксплуатация, вывод из эксплуатации.....**
- 2. Нормативные документы, утвержденные Госатомнадзором России.....**
  - 2.1. Руководства по безопасности.....**
    - 2.1.1. Размещение, проектирование, сооружение.....**
    - 2.1.2. Эксплуатация, вывод из эксплуатации.....**
  - 2.2. Руководящие документы Госатомнадзора России по**

лицензированию, а также иные документы, устанавливающие требования, обязательные для выполнения организациями, осуществляющими свою деятельность в области использования атомной энергии .....

2.3. *Нормативные документы по сертификации оборудования, изделий и технологий*.....

3. Нормативные документы, утвержденные другими органами государственного регулирования безопасности, а также федеральными органами исполнительной власти.....

3.1. *Размещение, проектирование, сооружение*.....

3.2. *Эксплуатация, вывод из эксплуатации*.....

**III. СООРУЖЕНИЯ, КОМПЛЕКСЫ, УСТАНОВКИ ДЛЯ ПРОИЗВОДСТВА, ИСПОЛЬЗОВАНИЯ, ПЕРЕРАБОТКИ, ТРАНСПОРТИРОВАНИЯ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА И ЯДЕРНЫХ МАТЕРИАЛОВ. ПУНКТЫ ХРАНЕНИЯ ЯДЕРНЫХ МАТЕРИАЛОВ И РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ. ПРОМЫШЛЕННЫЕ РЕАКТОРЫ**.....

1. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии .....

1.1. *Общие положения*.....

1.2. *Размещение, проектирование, сооружение*.....

1.3. *Эксплуатация, вывод из эксплуатации*.....

2. Нормативные документы, утвержденные

Госатомнадзором России.....

2.1. *Руководства по безопасности*.....

2.1.1. *Размещение, проектирование, сооружение*

2.1.2. *Эксплуатация, вывод из эксплуатации*.....

2.2. *Руководящие документы Госатомнадзора России по лицензированию, а также иные документы, устанавливающие требования, обязательные для выполнения организациями, осуществляющими свою деятельность в области использования атомной энергии*.....

2.3. *Нормативные документы по сертификации оборудования, изделий и технологий*.....

3. Нормативные документы, утвержденные другими органами государственного регулирования безопасности, а также федеральными органами исполнительной власти.....

3.1. *Размещение, проектирование, сооружение*.....

3.2. *Эксплуатация, вывод из эксплуатации*.....

**IV. РАДИАЦИОННЫЕ ИСТОЧНИКИ, ПУНКТЫ ХРАНЕНИЯ, РАДИОАКТИВНЫЕ ВЕЩЕСТВА И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ**.....

1. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии .....

1.1. *Общие положения*.....

1.2. *Размещение, проектирование, сооружение*.....

1.3. *Эксплуатация, вывод из эксплуатации*.....

2. Нормативные документы, утвержденные

Госатомнадзором России.....

2.1. *Руководства по безопасности*.....

- 2.2. *Руководящие документы Госатомнадзора России по лицензированию, а также иные документы, устанавливающие требования, обязательные для выполнения организациями, осуществляющими свою деятельность в области использования атомной энергии*.....
- 2.3. *Нормативные документы по сертификации оборудования, изделий и технологий*.....
- 3. Нормативные документы, утвержденные другими органами государственного регулирования безопасности, а также федеральными органами исполнительной власти.....

**V. ФИЗИЧЕСКАЯ ЗАЩИТА ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК, РАДИАЦИОННЫХ ИСТОЧНИКОВ, ПУНКТОВ ХРАНЕНИЯ, ЯДЕРНЫХ МАТЕРИАЛОВ И РАДИОАКТИВНЫХ ВЕЩЕСТВ. УЧЕТ И КОНТРОЛЬ ЯДЕРНЫХ МАТЕРИАЛОВ**.....

- 1. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии .....
- 2. Нормативные документы, утвержденные Госатомнадзором России.....
  - 2.1. *Руководства по безопасности*.....
  - 2.2. *Руководящие документы Госатомнадзора России*.....
- 3. Нормативные документы, утвержденные другими органами государственного регулирования безопасности, а также федеральными органами исполнительной власти.....

**ПРАВОВЫЕ АКТЫ В ОБЛАСТИ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ**

**A.1. Основные международные договоры Российской Федерации**

№ п/п	Наименование документа	Год подписания, ратификации
01.	Конвенция об ответственности операторов судов с ядерными энергетическими установками	1962 г.
02.	Международная конвенция по охране человеческой жизни на море	1974 г.
03.	Конвенция об оперативном оповещении о ядерной аварии	1986 г.
04.	Конвенция о физической защите ядерного материала	1987 г.
05.	Конвенция об оказании помощи в случае ядерной аварии или радиационной аварийной ситуации	1987 г.
06.	Конвенция о ядерной безопасности	1996 г.

### **А.2. Законы Российской Федерации**

№ п/п	Наименование закона	Номер закона и дата его принятия
1	2	3
01.	Об использовании атомной энергии с Изменением и Дополнением от 10.02.97 № 28-ФЗ	№ 170-ФЗ 21 ноября 1995 г.
02.	О радиационной безопасности населения	№ 3-ФЗ 9 января 1996 г.
03.	Об охране окружающей природной среды	№ 2060-1 19 декабря 1991 г.
04.	О недрах	№ 2395-1 21 февраля 1992 г.
05.	О сертификации продукции и услуг с Изменениями от 27.12.95	№ 5151-1 10 июня 1993 г.
06.	О защите населения и территорий от чрезвычайных ситуаций природного и техногенного характера	№ 68-ФЗ 21 декабря 1994 г.
07.	О пожарной безопасности с Изменением от 18.04.96 № 32-ФЗ	№ 69-ФЗ 21 декабря 1994 г.
08.	Об экологической экспертизе	№ 174-ФЗ 23 ноября 1995 г.
09.	О промышленной безопасности опасных производственных объектов	№ 116-ФЗ 21 июля 1997 г.
1	2	3
10.	О безопасности гидротехнических сооружений	№ 117-ФЗ 21 июля 1997 г.

### **А.3. Указы, распоряжения Президента Российской Федерации**

№ п/п	Наименование указа	Номер и дата указа, распоряжения
1	2	3
01.	О федеральных органах исполнительной власти, уполномоченных осуществлять государственное регулирование безопасности при использовании атомной энергии	№ 26 21 января 1997 г.
02.	Положение о Федеральном надзоре России по ядерной и радиационной безопасности	№ 283-рп от 5 июня 1992 г.

	с Изменениями от 16.09.93 № 636-рп и от 26.07.95 № 350-рп	
03.	Об эксплуатирующей организации атомных станций Российской Федерации	№ 1055 7 сентября 1992 г.
04.	О дополнительных мерах по усилению контроля за выполнением требований экологической безопасности при переработке отработавшего ядерного топлива	№ 389 20 апреля 1995 г.
05.	О совершенствовании управления предприятиями ядерно-топливного цикла	№ 166 8 февраля 1996 г.
06.	Об утверждении Списка ядерных материалов, оборудования, специальных неядерных материалов и соответствующих технологий, подпадающих под экспортный контроль	№ 202 14 февраля 1996 г.
07.	О порядке опубликования и вступления в силу нормативных правовых актов федеральных органов исполнительной власти с Изменениями от 16.05.97	№ 763 23 мая 1996 г.

#### А.4. Постановления Правительства Российской Федерации

№ п/п	Наименование постановления	Номер и дата постановления
1	2	3
01.	Об утверждении порядка инвентаризации мест и объектов добычи, транспортировки, переработки, использования, сбора, хранения и захоронения радиоактивных веществ и источников ионизирующих излучений на территории Российской Федерации	№ 505 22 июля 1992 г.
1	2	3
02.	О мерах по комплексному решению проблем обращения с радиоактивными отходами и прекращения захоронения их в морях	№ 710 23 июля 1993 г.
03.	Об утверждении перечня предприятий и организаций, в состав которых входят объекты, осуществляющие разработку, производство, эксплуатацию, хранение, транспортировку, утилизацию ядерного оружия, радиационно опасных материалов и изделий (в ред. распоряжения Правительства РФ от 13.10.95 № 1419-р, постановления Правительства РФ от 27.07.96 № 898)	№ 238 7 марта 1995 г.
04.	Об утверждении Порядка приема для последующей переработки на российских предприятиях отработавшего ядерного топлива зарубежных атомных электростанций и возврата образующихся при его переработке радиоактивных отходов и материалов с Изменениями и Дополнениями от 1998 г. № 745	№ 773 29 июля 1995 г.
05.	Об утверждении Положения о порядке вывоза из Российской Федерации и ввоза в Российскую Федерацию радиоактивных веществ и изделий на их основе	№ 291 16 марта 1996 г.
06.	Об утверждении Положения о порядке экспорта и импорта ядерных материалов, оборудования, специальных неядерных материалов и соответствующих технологий	№ 574 8 мая 1996 г.

07.	Об утверждении Положения о порядке контроля за экспортом из Российской Федерации оборудования и материалов двойного назначения и соответствующих технологий, применяемых в ядерных целях, экспорт которых контролируется	№ 575 8 мая 1996 г.
08.	О мерах по выполнению Указа Президента Российской Федерации от 8 февраля 1996 г. № 166 “О совершенствовании управления предприятиями ядерно-топливного цикла “	№ 677 11 июня 1996 г.
09.	О Концепции системы государственного учета и контроля ядерных материалов	№ 1205 14 октября 1996 г.
10.	О порядке разработки радиационно гигиенических паспортов организаций и территорий	№ 93 28 января 1997 г.
11.	О перечне медицинских противопоказаний и перечне должностей, на которые распространяются данные противопоказания, а также о требованиях к проведению медицинских осмотров и психофизиологических обследований работников объектов использования атомной энергии	№ 233 1 марта 1997 г.
1	2	3
12.	Об утверждении перечня должностей работников объектов использования атомной энергии, которые должны получать разрешения Федерального надзора России по ядерной и радиационной безопасности на право ведения работ в области использования атомной энергии	№ 240 3 марта 1997 г.
13.	Об утверждении Правил физической защиты ядерных материалов, ядерных установок и пунктов хранения ядерных материалов	№ 264 7 марта 1997 г.
14.	Об определении территорий, прилегающих к особо радиационно опасным и ядерно-опасным производствам и объектам	№ 289 12 марта 1997 г.
15.	О Правилах принятия решений о размещении и сооружении ядерных установок, радиационных источников и пунктов хранения	№ 306 14 марта 1997 г.
16.	Об утверждении Положения о лицензировании перевозок автомобильным транспортом пассажиров и грузов в международном сообщении, а также грузов в пределах Российской Федерации	№ 322 16 марта 1997 г.
17.	Об утверждении Положения о лицензировании деятельности в области использования атомной энергии	№ 865 14 июля 1997 г.
18.	Об утверждении Правил подготовки нормативных правовых актов федеральных органов исполнительной власти и их государственной регистрации	№ 1009 13 августа 1997 г.
19.	Об утверждении Правил организации системы государственного учета и контроля радиоактивных веществ и радиоактивных отходов	№ 1298 11 октября 1997 г.
20.	Об утверждении Положения о разработке и утверждении федеральных норм и правил в области использования атомной энергии и перечня федеральных норм и правил в области использования атомной энергии	№ 1511 1 декабря 1997 г.
21.	Об утверждении Правил организации системы	№ 746

	государственного учета и контроля ядерных материалов	10 июля 1998 г.
22.	О государственном органе, специально уполномоченном заключать договоры на передачу находящихся в федеральной собственности ядерных материалов в использование юридическим лицам	№ 1117 15 сентября 1998 г.
23.	О применении технических устройств на опасных производственных объектах	№ 1540 25 декабря 1998 г.

### **А.5. Межведомственные соглашения Госатомнадзора России**

№ п/п	Наименование соглашения	Номер и дата приказа
1	2	3
01.	Генеральное соглашение о взаимодействии ГТК России и Госатомнадзора России в вопросах обеспечения законности перемещения через таможенную границу Российской Федерации ядерных материалов и радиоактивных веществ	№ 28 22 марта 1996 г.
02.	Соглашение Госстандарта России и Госатомнадзора России о принципах взаимодействия по созданию в рамках Федерального фонда стандартов единого информационного пространства	№ 12 23 февраля 1998 г.
03.	Соглашение о взаимодействии Федерального надзора России по ядерной и радиационной безопасности (Госатомнадзора России) и Федерального горного и промышленного надзора России (Госгортехнадзора России)	№ 84 6 октября 1998 г.
04.	Соглашение о взаимодействии в области государственного регулирования радиационной безопасности при использовании атомной энергии между Министерством здравоохранения Российской Федерации и Федеральным надзором России по ядерной и радиационной безопасности (Госатомнадзором России)	№ 85 12 октября 1998 г.
05.	Соглашение о взаимодействии Федерального надзора России по ядерной и радиационной безопасности (Госатомнадзора России) и Министерства внутренних дел Российской Федерации по вопросам регулирования безопасности в области использования атомной энергии	№ 10 5 февраля 1999 г.

### **III. СООРУЖЕНИЯ, КОМПЛЕКСЫ, УСТАНОВКИ ДЛЯ ПРОИЗВОДСТВА, ИСПОЛЬЗОВАНИЯ, ПЕРЕРАБОТКИ, ТРАНСПОРТИРОВАНИЯ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА И ЯДЕРНЫХ МАТЕРИАЛОВ.**

#### **ПУНКТЫ ХРАНЕНИЯ ЯДЕРНЫХ МАТЕРИАЛОВ И РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ.**

#### **ПРОМЫШЛЕННЫЕ РЕАКТОРЫ**

#### **1. ФЕДЕРАЛЬНЫЕ НОРМЫ И ПРАВИЛА В ОБЛАСТИ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ**

№ п/п	Наименование документа	Ведомство, министерство (или должностное лицо), утвердившее документ, год утверждения
1	2	3
<b>1.1. Общие положения</b>		
01.	Нормы радиационной безопасности НРБ-96 ГН 2.6.1.054-96 Примечание. Для действующих предприятий (объектов) пп.3.30, 5.1.1 и таблица 5.1 НРБ-96 вводятся в действие с 01.01.2000 г. На период до 01.01.2000 г. следует руководствоваться пп.26,27,28 (раздел “Основные понятия и термины”) и таблицей 3.1 НРБ-76/87.	Госкомсанэпиднадзор России 1996 г.
<b>1.2. Размещение, проектирование, сооружение</b>		
01.	Основные санитарные правила работы с радиоактивными веществами и другими источниками ионизирующих излучений ОСП-72/87 с Дополнением “Ограничение облучения населения от природных источников ионизирующего излучения” от 10.06.91 № 5789-91 (с введением этого документа отменяется действие п.1.4 ОСП-72/87)	Главный Государственный санитарный врач СССР 1987 г.
02.	Санитарные правила по устройству и эксплуатации хвостохранилищ гидрометаллургических заводов и обогатительных фабрик, перерабатывающих руды и концентраты, содержащие радиоактивные и высокотоксичные вещества № 21-83	Минздрав СССР 1983 г.

1	2	3
03.	Санитарные правила проектирования предприятий и установок атомной промышленности СНП-77	Минсредмаш СССР 1978 г.
04.	Правила пожарной безопасности в Российской Федерации	Главный государственный инспектор Российской Федерации по пожарному надзору 1994г.
05.	Пожарная охрана предприятий. Общие требования НПБ 201-96	ГУГПС МВД России 1996 г.
06.	Учет внешних воздействий природного и техногенного происхождения на ядерно- и радиационно опасные объекты ПНАЭ Г-05-35-95	Госатомнадзор России 1995 г.
<b>1.3. Эксплуатация, вывод из эксплуатации</b>		
01.	Санитарные правила обращения с радиоактивными	Минздрав СССР



	отходами СПОРО-85	1985 г.
02.	Санитарные правила эксплуатации урановых рудников № 86-118	Минздрав СССР 1986 г.
03.	Санитарные правила ликвидации, консервации и перепрофилирования предприятий по добыче и переработке радиоактивных руд СП ЛКП-91 № 60028-91	Минздрав СССР, Минатомэнергопр ом СССР 1991 г.
04.	Основные правила безопасности и физической защиты при перевозке ядерных материалов ОПБЗ-83	ГКАЭ СССР, Минздрав СССР, МВД СССР 1983 г. Согласованы с Гос- атомэнергонадзор ом СССР
05.	Правила безопасности при транспортировании радиоактивных веществ ПБТРВ-73	Минздрав СССР ГКАЭ СССР, МВД СССР 1973 г.
06.	Правила обеспечения радиационной безопасности при транспортировании отработавшего ядерного топлива от атомных станций железнодорожным транспортом ПРБ-88	Минздрав СССР, Минсредмаш СССР, МПС СССР 1988 г.

1	2	3
07.	Правила обеспечения безопасности при выводе из эксплуатации промышленных реакторов НП-007-98	Госатомнадзор России 1998 г.

## 2. НОРМАТИВНЫЕ ДОКУМЕНТЫ, УТВЕРЖДЕННЫЕ ГОСАТОМНАДЗОРОМ РОССИИ

№ п/п	Наименование документа	Ведомство, министерство (или должностное лицо), утвердившее документ, год утверждения
1	2	3

### *2.1. Руководства по безопасности*

#### *2.1.1. Размещение, проектирование, сооружение*

01.	Руководство по анализу опасности аварийных взрывов и определению параметров их механического воздействия РБ Г-05-039-96	Госатомнадзор России 1996 г.
02.	Определение исходных сейсмических колебаний грунта для проектных основ РБ - 006 - 98	Госатомнадзор России 1998 г.
03.	Требование к отчету по обоснованию безопасности	Госатомнадзор

	пунктов хранения радиоактивных отходов в части учета внешних воздействий ПНАЭ Г-14-038-96	России 1996 г.
04.	Требования к программе обеспечения качества при обращении с радиоактивными отходами РБ - 003 - 98	Госатомнадзор России 1998 г.
05.	Временное положение о порядке выдачи сертификатов-разрешений на радиоактивное вещество особого вида, на конструкцию и перевозку упаковки с радиоактивными веществами ПВСР-92 с Дополнением № 1, утвержденным в 1993 г., и Дополнением №2, утвержденным в 1998 г.	Госатомнадзор России, Минатом России 1992 г.
1	2	3
<i>2.1.2. Эксплуатация, вывод из эксплуатации</i>		
01.	Положение о порядке расследования и учета нарушений в работе объектов топливного цикла ПНАЭ Г-14-037-96	Госатомнадзор России 1996 г.
<b>2.2. Руководящие документы Госатомнадзора России по лицензированию, а также иные документы, устанавливающие требования, обязательные для выполнения организациями, осуществляющими свою деятельность в области использования атомной энергии</b>		
01.	Положение по организации и проведению экспертизы безопасности ядерных установок, радиационных источников и пунктов хранения РД-03-13-98	Госатомнадзор России 1998 г.
02.	Основные положения подготовки, рассмотрения и принятия решений по изменениям проектной, технологической и эксплуатационной документации, влияющим на обеспечение ядерной и радиационной безопасности РД-03-19-94	Госатомнадзор России 1994 г.
03.	Условия поставки импортного оборудования, изделий и комплектующих для ядерных установок, радиационных источников и пунктов хранения Российской Федерации РД-03-36-97	Госатомнадзор России 1997 г.
04.	Порядок выдачи дубликата лицензии Госатомнадзора России РД-03-37-97	Госатомнадзор России 1997 г.
05.	Положение о порядке выдачи разрешений Госатомнадзора России на виды деятельности, связанные с реализацией контрактов (договоров, соглашений) на экспорт и импорт ядерных материалов, радиоактивных веществ, изделий на их основе, оборудования, специальных неядерных материалов и соответствующих технологий РД-03-38-97	Госатомнадзор России 1997 г.
06.	Требования к составу и содержанию документов, подтверждающих способность организации проводить экспертизу документов по обоснованию безопасности при использовании атомной энергии и/или качества	Госатомнадзор России 1998 г.

	заявленной деятельности РД-03-39-98	
1	2	3
07.	Требования к составу комплекта и содержанию документов, обосновывающих способность обеспечения качества и безопасности при конструировании и изготовлении оборудования для ядерных установок, радиационных источников, пунктов хранения ядерных материалов и радиоактивных веществ, хранилищ радиоактивных отходов РД-03-41-97	Госатомнадзор России 1997 г.
08.	Требования к отчету об обосновании безопасности промышленного реактора РД-05-08-95	Госатомнадзор России 1995 г.
09.	Требования к составу комплекта и содержанию документов, обосновывающих обеспечение ядерной и радиационной безопасности лицензируемых видов деятельности предприятий топливного цикла и организаций, выполняющих работы и предоставляющих услуги предприятиям топливного цикла РД-05-15-97	Госатомнадзор России 1997 г.
<b>2.3. Нормативные документы по сертификации оборудования, изделий и технологий</b>		
01.	Система сертификации оборудования, изделий и технологий для ядерных установок, радиационных источников и пунктов хранения. Основные положения	Госатомнадзор России, Минатом России, Госстандарт России 1998 г. Зарегистрирован в Минюсте России от 30.06.98 № 1546
02.	Система сертификации оборудования, изделий и технологий для ядерных установок, радиационных источников и пунктов хранения. Положение о центральном органе системы	Госатомнадзор России, Минатом России, Госстандарт России 1998 г.
03.	Система сертификации оборудования, изделий и технологий для ядерных установок, радиационных источников и пунктов хранения. Положение о рабочем органе	Госатомнадзор России, Минатом России, Госстандарт России 1998 г.
04.	Система сертификации оборудования, изделий и технологий для ядерных установок, радиационных источников и пунктов хранения. Требования к сертификационным экспертным центрам и порядок их аккредитации	Госатомнадзор России, Минатом России, Госстандарт России 1998 г.
05.	Система сертификации оборудования, изделий и технологий для ядерных установок, радиационных источников и пунктов хранения.	Госатомнадзор России, Минатом России,
1	2	3
	Требования к испытательным лабораториям (центрам) и порядок их аккредитации	Госстандарт России 1998 г.

06.	Система сертификации оборудования, изделий и технологий для ядерных установок, радиационных источников и пунктов хранения. Положение о знаке соответствия	Госатомнадзор России, Минатом России, Госстандарт России 1998 г.
07.	Требования к сертификации строительных конструкций, важных для безопасности объектов использования атомной энергии РБ - 005 - 98	Госатомнадзор России 1998 г.
<b>3. НОРМАТИВНЫЕ ДОКУМЕНТЫ, УТВЕРЖДЕННЫЕ ДРУГИМИ ОРГАНАМИ ГОСУДАРСТВЕННОГО РЕГУЛИРОВАНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ, А ТАКЖЕ ФЕДЕРАЛЬНЫМИ ОРГАНАМИ ИСПОЛНИТЕЛЬНОЙ ВЛАСТИ</b>		
№ п/п	Наименование документа	Ведомство, министерство (или должностное лицо), утвердившее документ, год утверждения
1	2	3
<b>3.1. Размещение, проектирование, сооружение</b>		
01.	Правила ядерной безопасности при хранении и транспортировании ядерно-опасных делящихся материалов ПБЯ-06-09-90	Минатомэнергопром СССР 1990 г.
02.	Правила ядерной безопасности при транспортировании отработавшего ядерного топлива ПБЯ-06-08-77	ГКАЭ СССР, Госатомнадзор СССР 1977 г.
03.	Основные отраслевые правила ядерной безопасности при использовании, переработке, хранении и транспортировании ядерно-опасных делящихся материалов ПБЯ-06-00-96	Минатом России 1996 г.
04.	Правила проектирования и эксплуатации систем аварийной сигнализации о возникновении самоподдерживающейся цепной реакции и организации мероприятий по ограничению ее последствий ПБЯ-06-10-91	Минатомэнергопром СССР 1991 г.
05.	Основные требования к приборным средствам контроля параметров ядерной безопасности	Минатомэнергопром СССР 1991 г.
1	2	3
06.	Санитарные нормы проектирования промышленных предприятий СН 245-71	Минздрав СССР 1971 г.
07.	Санитарные нормы и правила проектирования, эксплуатации, консервации, ликвидации (захоронения) хвостовых хозяйств гидрометаллургических заводов и обогатительных фабрик	Минатомэнергопром СССР 1992 г.

	СНП-77-92	
08.	Санитарные правила по устройству и эксплуатации объектов подземного выщелачивания № 38-83	Минздрав СССР, Минсредмаш СССР 1983 г.
09.	Санитарные правила работы с естественно-радиоактивными веществами на предприятиях промышленности редких металлов № 1744-77	Минздрав СССР 1977 г.
10.	Нормы расчета на прочность транспортных упаковочных комплектов для перевозки ядерных делящихся материалов НРП-93	Минатом России 1993 г.
11.	Правила устройства и безопасности эксплуатации грузоподъемных кранов ПБ-10-14-92	Госгортехнадзор России 1992 г.
12.	Правила устройства и безопасной эксплуатации паровых и водогрейных котлов с Изменением № 1 от 07.02.96	Госгортехнадзор России 1993 г.
13.	Правила устройства и безопасной эксплуатации трубопроводов пара и горячей воды с Изменением № 1 от 13.01.97	Госгортехнадзор России 1994 г.
14.	Правила устройства и безопасной эксплуатации сосудов, работающих под давлением ПБ-10-115-96 с Изменением и Дополнением от 02.09.97	Госгортехнадзор России 1995 г.
<b>3.2. Эксплуатация, вывод из эксплуатации</b>		
01.	Правила технической эксплуатации электроустановок потребителей и правила техники безопасности при эксплуатации электроустановок потребителей	Минэнерго СССР 1988 г.
02.	Правила эксплуатации электроустановок потребителей	Минтопэнерго России 1992 г.
03.	Основные требования к оформлению, построению и содержанию инструкций на выполнение измерений параметров ядерной безопасности	Минатомэнергопром СССР 1989 г.
04.	Инструкция о порядке перевозки в Российской Федерации делящихся ядерных материалов воздушным транспортом	Минтранс России 1993 г.
1	2	3
05.*)	Технические инструкции по безопасной перевозке опасных грузов по воздуху	ИКАО 1997 - 1998 гг.
*) В соответствии с приказом МГА СССР от 30.11.90 № 277 действие данного документа распространено на авиaperевозки опасных грузов, выполняемые воздушными судами СССР		
06.	Правила перевозки опасных грузов автомобильным транспортом	Минтранс России 1995 г.
07.	Правила перевозок опасных грузов по железным дорогам	Минтранс России 1996 г.
08.	Положение о порядке перевозок в Российской Федерации делящихся ядерных материалов воздушным транспортом ПВП ЯДМ-93	Минтранс России 1993 г.
09.	Временные критерии по принятию решений при обращении с почвами, твердыми строительными, промышленными и другими отходами, содержащими гамма-излучающие радионуклиды	Главный Государственный санитарный врач СССР 1992 г.
10.	Санитарные правила и технические условия эксплуатации	Минатом России

	и консервации глубоких хранилищ отходов предприятия ядерного топливного цикла СП и ТУ ЭКХ-93	1994 г.
<b>V. ФИЗИЧЕСКАЯ ЗАЩИТА ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК, РАДИАЦИОННЫХ ИСТОЧНИКОВ, ПУНКТОВ ХРАНЕНИЯ, ЯДЕРНЫХ МАТЕРИАЛОВ И РАДИОАКТИВНЫХ ВЕЩЕСТВ.</b>  <b>УЧЕТ И КОНТРОЛЬ ЯДЕРНЫХ МАТЕРИАЛОВ</b>		
<b>1. ФЕДЕРАЛЬНЫЕ НОРМЫ И ПРАВИЛА В ОБЛАСТИ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ</b>		
<b>2. НОРМАТИВНЫЕ ДОКУМЕНТЫ, УТВЕРЖДЕННЫЕ ГОСАТОМНАДЗОРОМ РОССИИ</b>		
№ п/п	Наименование документа	Ведомство, министерство (или должностное лицо), утвердившее документ, год утверждения
1	2	3
<b>2.1. Руководства по безопасности</b>		
<b>2.2. Руководящие документы Госатомнадзора России</b>		
01.	Методические рекомендации к учету и контролю ядерных материалов в форме учетных единиц на ядерных установках РД-08-02-93	Госатомнадзор России 1993 г.
02.	Методические рекомендации по организации учета и контроля ядерных материалов в “балк”-форме на ядерных объектах РД-08-07-94	Госатомнадзор России 1994 г.
03.	Типовые требования к содержанию инструкции по организации учета и контроля ядерных материалов в форме учетных единиц на ядерных установках и в пунктах хранения ядерных материалов РД-08-13-97	Госатомнадзор России 1997 г.
04.	Типовые требования к содержанию инструкции по организации учета и контроля ядерных материалов в “балк”- форме на ядерных установках и в пунктах хранения ядерных материалов РД-08-17-98	Госатомнадзор России 1998 г.

**3. НОРМАТИВНЫЕ ДОКУМЕНТЫ, УТВЕРЖДЕННЫЕ ДРУГИМИ ОРГАНАМИ ГОСУДАРСТВЕННОГО РЕГУЛИРОВАНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ, А ТАКЖЕ ФЕДЕРАЛЬНЫМИ ОРГАНАМИ ИСПОЛНИТЕЛЬНОЙ ВЛАСТИ**

№ п/п	Наименование документа	Ведомство, министерство (или должностное лицо), ут- вердившее до- кумент, год утверждения
1	2	3
01.	Типовая инструкция по учету и контролю делящихся ядерных материалов при их использовании, хранении и транспортировании на АЭС с реакторами ВВЭР	ГКАЭ СССР, Минатомэнерго СССР 1989 г. Согласована с Госатомэнерго- надзором СССР
02.	Типовая инструкция по учету и контролю делящихся ядерных материалов при их использовании, хранении и транспортировании на АЭС с реакторами РБМК	ГКАЭ СССР, Минатомэнерго СССР 1989 г. Согласована с Госатомэнерго- надзором СССР
03.	Типовая инструкция по учету и контролю делящихся ядерных материалов при их использовании, хранении и транспортировании на АЭС с реакторами БН	ГКАЭ СССР, Минатомэнерго СССР 1989 г. Согласована с Госатомэнерго- надзором СССР
04.	Положение об обеспечении физической защиты судов с ЯЭУ и судов АТО РД 31.21.16-95	Минтранс России 1995 г. Согласовано с Гостомнадзором России
05.	Основные правила безопасности и физической защиты при перевозке ядерных материалов ОПБЗ-83	Минздрав СССР, ГКАЭ СССР, МВД СССР 1983 г. Согласованы с Госатомэнерго- надзором СССР
06.	Типовая инструкция по учету и контролю делящихся ядерных материалов при их использовании, хранении и транспортировании на исследовательских и опытных реакторах, критических и подкритических сборках	ГКАЭ СССР, Минатомэнерго СССР 1989 г. Согласована с Госатомэнерго- надзором СССР

**Соотношения между единицами СИ и внесистемными единицами активности и характеристик поля излучения.**

Величина и ее символ	Название и обозначение единиц		Связь между единицами
	Единица СИ	Внесистемная единица	
Активность (А)	Беккерель (Бк), равный одному распаду в секунду (расп./с)	Кюри (Ки)	1 Ки = 3.700 * 10 <sup>10</sup> Бк; 1 Бк = 1 расп./с; 1 Бк = 1 расп./с = 2.703 * 10 <sup>-11</sup> Ки
Поглощенная доза (D)	Грэй (Гр), равный одному джоулю на килограмм (Дж/кг)	Рад (рад)	1 рад = 100 эрг/г = 1*10 <sup>-2</sup> Дж/кг = = 1 *10 <sup>-2</sup> Гр; 1 Гр = 1 Дж/кг; 1 Гр = 1 Дж/кг = 10 <sup>4</sup> эрг/г = 100 рад.
Эквивалентная доза (H)	Зиверт (Зв), равный одному грэю на коэффициент качества [1 Гр/к = 1 (Дж/кг)/к]	Бэр (бэр)	1 бэр = 1 рад/к = 1*10 <sup>-2</sup> Дж/кг / к = = 1* 10 <sup>-2</sup> Гр/к = 1*10 <sup>-2</sup> Зв; 1 Зв = 1 Гр/к = 1 Дж/кг/к = 100 рад/к = = 100 бэр.
Мощность эквивалентной дозы (H)	Зиверт в секунду (Зв/с)	Бэр в секунду (бэр/с)	1 бэр/с = 1 *10 <sup>-2</sup> Зв/с; 1 Зв/с = 100 бэр/с
Экспозиционная доза (X)	Кулон на килограмм (Кл/кг)	Рентген (Р)	1 Р = 2.58*10 <sup>-4</sup> Кл/кг (точно); 1 Кл/кг = 3.88 10 <sup>3</sup> Р (приблизительно)
Керма (K)	Грей (Гр), равный одному джоулю на килограмм (Дж/кг)	Рад (рад)	1 рад = 100 эрг/г = 1*10 <sup>-2</sup> Дж/кг = = 1*10 <sup>-2</sup> Гр; 1 Гр = 1 Дж/кг; 1 Гр = 1 Дж/кг = 10 <sup>4</sup> эрг/г = 100 рад.

**Воздействие радиоактивных излучений на живой организм.**  
**Основные термины дозиметрии.**

Автор книги считает полезным привести здесь основные определения наиболее часто встречающихся терминов радиации, радиационной безопасности и дозиметрии, используемых в книге. Это облегчит не очень искушенному читателю знакомство с материалом, избавляя от необходимости разыскивать и листать соответствующие справочники. Часть изложенного материала является сокращенным изложением.

**Воздействие радиации на живые организмы.**

Около 250 из известных в настоящее время 2000 ядер элементов являются стабильными. Остальные испытывают радиоактивный распад, в результате которого возникает



ионизирующая радиация и исходное ядро атома превращается в ядро другого элемента, которое может быть в свою очередь стабильным или радиоактивным, т.е. способно испытать дальнейший распад. Кроме того, образовавшееся в результате радиоактивного распада ядро может находиться в возбужденном состоянии, которое снимается путем излучения гамма-квантов. Нестабильные радиоактивные ядра называют радионуклидами.

Периоды полураспада некоторых радионуклидов естественного (природного) или искусственного происхождения приведены в таблице 1.

Таблица 1

Естественный радионуклид	Период полураспада
Углерод-14	5730 лет
Калий-40	1,2 миллиарда лет
Радон-222	3,8 дня
Радий-226	1600 лет
Уран-235	800 миллионов лет
Уран-238	4,5 миллиарда лет
Искусственный радионуклид	Период полураспада
Стронций-90	28 лет
Йод-131	8 дней
Цезий-134	2 года
Цезий-137	29,7 лет
Плутоний-239	24000 лет

Ионизирующие излучения, проникая в клетки живого организма, производят ионизацию и возбуждение атомов и молекул. При этом энергия излучения полностью или частично (в зависимости от вида излучения и его энергии) передается атомам и молекулам. В результате химические связи в клетках организма могут быть разрушены и структура клеток может измениться. При этом нарушается функционирование клеток и даже целых органов, что приводит к возникновению заболеваний.

Следует различать непосредственные (острые) и долговременные последствия облучения. Помимо острых, видимых последствий облучения, как, например, повреждения кожи, слизистых оболочек и т.д., могут провоцироваться долговременные последствия в форме онкологических заболеваний и генетических изменений.

Для оценки риска заболеваний, вызванных облучением, вводится понятие дозы облучения (для оценки острого воздействия) и эффективной дозы (в основном для оценки вероятности возникновения онкозаболеваний и генетических нарушений в будущем).

**Определение дозы.** Доза облучения каких-либо органов (или всего тела) и эффективная доза определяются величиной энергии, переданной живому организму ионизирующим излучением (альфа-, бета-, гамма-излучения, нейтроны и др.). Величина энергии может быть

измерена с помощью дозиметрических приборов. При оценке дозы необходимо знать вид излучения, т.к. ионизирующая способность у различных частиц различна. Высокую ионизацию создают альфа-частицы и нейтроны, низкую ионизацию производят бета-частицы и гамма-кванты. Естественно, опасность от первых выше, чем от вторых. То есть альфа-излучение более разрушительно, чем бета- и гамма-излучения при одинаковом количестве энергии, переданной живому организму.

Для учета этого явления вводится коэффициент качества, который для бета- и гамма-излучений равен 1, для альфа- и нейтронного-излучений он равен 20.

Путем умножения величины энергии, поглощенной на 1 кг веса тела, на коэффициент качества данного вида излучения, получаем соответствующую дозу гамма-излучения, вызывающую такие же нарушения в организме.

Как уже говорилось, поглощенная доза измеряется величиной энергии, поглощенной в 1 кг тела. Она измеряется в Зивертах (Зв), т.е.  $1 \text{ Зв} = 1 \text{ дж/кг}$ . Если при облучении альфа-частицами поглощенная доза составляет 1 дж/кг, то она будет эквивалентна 20 дж/кг при облучении гамма-квантами, т.е. 20 Зв. Необходимо различать поглощенную дозу и мощность экспозиционной дозы (МЭД). Первая говорит о количестве энергии, поглощенной тканями тела, вторая о мощности излучения в данном месте пространства. Мощность экспозиционной дозы измеряется в Зв/час (мин, сек). Таким образом, если живой организм находился в точке пространства, где МЭД равен 1 Зв/час, то в течение каждого часа тело будет получать 1 Зв поглощенной дозы.

Критической величиной дозы для отдельных органов тела при кратковременном облучении является величина 0,5 Зв. Так хрусталик глаза теряет прозрачность при кратковременном облучении дозой 2 Зв. При долговременном облучении такой же эффект наступит при гораздо более высокой дозе в 10 Зв.

Коллективная доза облучения, т.е. доза облучения всех жителей, например, поселка или города, имеет значение для прогноза количества дополнительных заболеваний или смертей. Т.к. индивидуальная чувствительность к облучению у разных людей различна, невозможно сказать, кто именно заболеет, но можно оценить сколько людей из облученного контингента (в среднем) заболеет или умрет в результате действия радиации. Например, при дозе в 4 - 5 Зв на человека после кратковременного облучения все облученные люди заболеют и половина из них с летальным исходом. Дозы 7 - 8 Зв смертельны во всех случаях, если не предпринять срочное интенсивное лечение.

**Эффективные дозы и их связь с возникновением онкозаболеваний и генетическими последствиями.** Органы и ткани организма имеют различную чувствительность к облучению. Риск ракового заболевания велик для красного костного мозга, легких, желудка и кишечника. Гонады особенно подвержены генетическим изменениям. Вообще, более восприимчивы к облучению те органы, в которых происходит быстрое обновление клеток.

В случае, когда облучению подверглись какие-либо части тела риск возникновения ракового заболевания ниже, чем при облучении всего тела такой же дозой. Т.е. если только легкие получили какую-то дозу облучения (например, при вдыхании продуктов распада радона) риск ракового заболевания будет в 8 раз ниже, чем при облучении всего тела такой же дозой. В случае облучения всего тела легкие, следовательно, дают вклад 1/8 (12%) в полную величину риска заболевания раком. Аналогично, желудок, кишечник и красный костный мозг дают 12 % в величину онкориска. Для сравнения риска при облучении всего тела с риском при облучении отдельных органов вводится понятие эффективной дозы: дозы органов умножаются на характерный для органа коэффициент, который учитывает чувствительность данного органа в отношении ракового заболевания и генетических эффектов. Эти “взвешенные” дозы для всех облученных органов затем суммируются в “общую дозу”, которая и называется эффективной дозой. Эффективная доза является мерой полного риска заболевания облученного человека онкологическими болезнями или генетическими нарушениями. Единицей эффективной дозы также является Зиверт.

**Внешнее облучение.** Излучение может проникать в тело как снаружи, так и изнутри. При этом говорят о дозах внешнего и внутреннего облучения.

Внешнее облучение можно сравнить с облучением рентгеновскими лучами при флюорографии или рентгеновском обследовании внутренних органов. Человек облучается, но не становится после этого сам источником радиации. Внешнее облучение может быть вызвано космическими лучами или излучением от радионуклидов, содержащихся в почве. Все органы в этом случае получают примерно одинаковые дозы. Обычные годовые дозы внешнего облучения составляют от десятых долей миллиЗиверта до нескольких миллиЗиверт.

**Внутренне облучение.** Внутреннее облучение обусловлено вдыханием или потреблением пищи, содержащей радионуклиды. Радионуклиды поглощаются тканями тела. Радионуклиды остаются в организме до тех пор, пока полностью не распадутся, или не будут выведены из организма в результате естественного метаболизма. При этом некоторые органы, в которых произошло поглощение радионуклидов, могут получить достаточно большие дозы. Продукты распада радона поражают в основном, органы дыхания, стронций накапливается в костях, цезий поглощается в тканях.

Чтобы рассчитать дозы внутреннего облучения, необходимо знать активность поглощенного радионуклида. Эффективная доза (в мЗв) может быть рассчитана для каждого поглощенного радионуклида, если известна его активность (в Бк). Необходимые коэффициенты, учитывающие физические свойства и виды излучений, а также поведение поглощенных радионуклидов в организме при обмене веществ, приведены в специальных таблицах. Для примера, в таблице 2 приведены расчетные дозы внутреннего облучения при приеме загрязненной пищи, содержащей радионуклиды активностью 1000 Бк. Из таблицы

видно, что в зависимости от радионуклида дозы внутреннего облучения могут быть существенно разными.

Таблица 2

Радионуклид	Эффективная доза (при активности поглощенного радионуклида 1000 Бк), мЗв
Тритий	0.00002
Углерод - 14	0.0006
Стронций - 90	0.03
Цезий - 134	0.017
Цезий - 137	0.012
Плутоний - 239	0.014 - 1*

- в зависимости от химической формы 1000 Бк  $\text{Pu}^{239}$ , поглощенного при вдыхании загрязненного воздуха, может привести к внутренним дозам в 100 мЗв.

### Основные термины радиационной безопасности и дозиметрии.

В заключение суммируем наиболее важные понятия об единицах измерения радиоактивности и терминах радиационной безопасности и дозиметрии.

**Активность** - мера радиоактивности источника излучения, равная числу самопроизвольных ядерных превращений (распадов) в этом источнике за единицу времени. Наиболее употребительные единицы активности: **беккерель (Бк)** равный одному ядерному превращению (распаду) за секунду ; 1 Бк = 1 расп/с (1 кБк =  $10^3$  Бк, 1 МБк =  $10^6$  Бк, 1ГБк =  $10^9$  Бк, 1 ТБк =  $10^{12}$  Бк, 1 ПБк =  $10^{15}$  Бк). Широко используется также единица активности **кюри (Ки)**; 1 Ки =  $3.7 \cdot 10^{10}$  расп/с. Часто используются кратные единицы активности Мегакюри (1МКу =  $10^6$  Ки) и милликюри (1мКи =  $10^{-3}$  Ки).

**Поглощенная доза** - основная дозиметрическая величина, равная отношению средней энергии, переданной ионизирующим излучением веществу в элементарном объеме к массе вещества в этом объеме. В системе единиц СИ единица **поглощенной дозы - грей (Гр)**, 1 Гр = 1 Дж/кг; Используется также единица поглощенной дозы - **рад**; 1рад = 0.01 Дж/кг, 1Гр = 100 рад. Для измерения поглощенной дозы в воздухе используется традиционная единица - **рентген (Р)**. Для воздуха 1Р = 1рад.

**Эквивалентная доза** - основная дозиметрическая величина в области радиационной безопасности, введенная для оценки возможного ущерба здоровью человека от хронического воздействия ионизирующего излучения произвольного состава. Эквивалентная доза ( $D_e$ ) равна произведению поглощенной дозы (D) на средний коэффициент качества ионизирующего излучения (k) (для рентгеновского и гамма- излучения, бета-излучения коэффициент качества равен единице). В СИ единица эквивалентной дозы - **Зиверт (Зв)**, 1 Зв = 1 Дж/кг. Иногда используется также устаревшая единица эквивалентной дозы - **бэр** (биологический эквивалент рентгена); 1бэр = 0.01 Дж/кг. 1 Зв = 100 бэр, 1 мкЗв =  $10^{-6}$  Зв, 1 мЗв =  $10^{-3}$  Зв, 1 сЗв =  $10^{-2}$  Зв = 1 Бэр

**Эффективная эквивалентная доза** - используется для учета чувствительности к излучению различных частей тела или органов человека и поэтому дозы облучения органов и тканей следует учитывать с разными значениями коэффициента риска  $h$ :

$$D_3 = D k h$$

Измеряется эффективная эквивалентная доза также в **Зивертах**.

**Коллективная эквивалентная доза** - сумма индивидуальных эквивалентных доз  $D_3$  у данного контингента людей за данный промежуток времени. Используется для определения общего риска облучения большого контингента и измеряется в **человеко-Зивертах**.

**Внешнее облучение** - облучение тела от находящихся вне его источников ионизирующего излучения.

**Внутреннее облучение** - облучение тела от находящихся внутри него источников ионизирующих излучений.

**Естественный фон излучения** - эквивалентная доза ионизирующего излучения, создаваемая космическим излучением и излучением естественно распределенных природных радионуклидов в поверхностных слоях Земли, приземной атмосфере, продуктах питания, воде и организме человека.

**Радиоактивное загрязнение** - присутствие радиоактивных веществ техногенного (искусственного) происхождения на поверхности или внутри материала или тела человека, в воздухе или в другом месте, которое может привести к облучению в индивидуальной дозе более 10 мкЗв/год или коллективной дозе 1 чел-Зв/год.

**Радиоактивные отходы** - не подлежащие дальнейшему использованию вещества или материалы в любом агрегатном состоянии:

- материалы, изделия, оборудование, объекты биологического происхождения, в которых содержание радионуклидов превышает уровни, установленные нормативными правовыми актами;
- отработавшее ядерное топливо;
- отработавшие свой ресурс или поврежденные радионуклидные источники;
- извлеченные из недр и складываемые в отвалы и хвостохранилища породы, руды и отходы обогащения и выщелачивания руд, в которых содержание радионуклидов превышает уровни, установленные нормативными правовыми актами.

**Зона наблюдения ЗН** - территория радиационного контроля и некоторых ограничений в размещении и деятельности вокруг объекта (учреждения, предприятия, организации и т.п.), радиационное воздействие от которого при нормальной эксплуатации источников ионизирующего излучения или аварии распространяется за границы объекта и может достигать там установленного предела дозы для проживающего населения.

**Зона санитарно-защитная СЗЗ** - территория определенных ограничений в размещении и деятельности вокруг объекта (учреждения, предприятия, организации и

т.д.), радиационное воздействие от которого при нормальной эксплуатации источников ионизирующего излучения распространяется за границы объекта и может превысить там в определенных условиях установленный предел дозы для населения.

**Контролируемая зона КЗ** - комплекс помещений, доступ в который контролируется, где могут иметь место ионизирующие излучения и (или) загрязнение воздушной среды и поверхностей радиоактивными веществами; индивидуальные эффективные (эквивалентные) дозы у лиц, посещающих эти помещения, не должны превышать предела дозы для персонала группы А.

**Контрольный уровень КУ** - численные значения контролируемых величин дозы, мощности дозы, радиоактивного загрязнения и т.д., устанавливаемые руководством учреждения и органами Госсанэпиднадзора для оперативного радиационного контроля, закрепления достигнутого в учреждении уровня радиационной безопасности, обеспечения дальнейшего снижения облучения персонала и населения, радиоактивного загрязнения окружающей среды.

#### Список сокращений

АВР	-	автоматический ввод резерва
АЗ	-	аварийная защита

АС	-	атомная станция
АСКРО	-	автоматизированная система контроля радиационной обстановки
АЭУ	-	атомная энергетическая установка
БВ	-	бассейн выдержки
БЩУ	-	блочный щит управления
ВАБ	-	вероятностный анализ безопасности
ВВ	-	взрывчатые вещества
ВВЭР	-	водо-водяной энергетический реактор
ВУВ	-	воздушные ударные волны
ВХР	-	воднохимический режим
ГОСТ	-	государственный стандарт
ГЦН	-	главный циркуляционный насос
ГЦК	-	главный циркуляционный контур
ЖОК	-	железобетонное ограждение
ЗБМ	-	зона баланса материалов
ЗСБ	-	защитные системы безопасности
ИПУ	-	импульсное предохранительное устройство
КД	-	компенсатор давления
КИП	-	контрольно-измерительные приборы
ЛСБ	-	локализирующие системы безопасности
МВК	-	межведомственная комиссия
МКУ	-	минимально-контролируемый уровень
МРЗ	-	максимальное расчетное землетрясение
МПа	-	мегапаскаль
МУ	-	методические указания
НД	-	нормативной документ
НУЭ	-	нормальные условия эксплуатации
ОГП	-	опасные геологические процессы
ОКР	-	опытно-конструкторские работы
ООБ	-	отчет по обоснованию безопасности
ОООБ	-	окончательный отчет по обоснованию безопасности
ОСБ	-	обеспечивающие системы безопасности
ОТТ	-	общие технические требования
ОСТ	-	отраслевой стандарт
ОЯТ	-	отработавшее (облученное) ядерное топливо
ПВ	-	природные воздействия
ПГ	-	парогенератор
ПЗ	-	проектное землетрясение
ПИС	-	постулируемое исходное событие
ПК	-	предохранительный клапан
ПНАЭ	-	Правила и Нормы атомной энергетики
ПНР	-	пуско-наладочные работы
ПОН	-	программа обеспечения надежности
ППР	-	планово-предупредительный ремонт
ПС	-	программные средства
РАО	-	радиоактивные отходы
РВ	-	радиоактивные вещества
РД	-	руководящий документ
РО СУЗ-	-	рабочий орган СУЗ
РТМ	-	руководящий технический материал
РУ	-	реакторная установка
РЩУ	-	резервный щит управления
САС	-	система аварийной сигнализации
САЭ	-	системы аварийного энергообеспечения
СБ	-	системы безопасности

СВБ	-	системы, важные для безопасности
СВП	-	стержень выгорающего поглотителя
СЗЗ	-	санитарно-защитная зона
СИАЗ	-	система инженерной антисейсмической защиты
СУЗ	-	система управления и защиты
СФЗ	-	система физической защиты
СЦР	-	самоподдерживающаяся цепная реакция
ТВ	-	техногенные воздействия
ТВС	-	тепловыделяющая сборка
ТВЭЛ	-	тепловыделяющий элемент
ТКЗ	-	ток короткого замыкания
ТУ	-	технические условия
УА	-	управление аварией
УСБ	-	управляющие системы безопасности
ХОЯТ	-	хранилище отработавшего ядерного топлива
ХСТ	-	хранилище свежего топлива
ЩРК	-	щит радиационного контроля
ЭО	-	эксплуатирующая организация
ЯРОО	-	ядерно и радиационно - опасные объекты
ЯППУ	-	ядерная паропроизводящая установка
ЯТЦ	-	ядерный топливный цикл
ЯТ	-	ядерное топливо