

Российский Зеленый Крест
Директор программы по ядерной и радиационной безопасности

Кузнецов Владимир Михайлович

**ВЫВОД ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ
ОБЪЕКТОВ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ**

Москва – 2003

Содержание

Введение

Основные положения

Анализ современного места и роли атомной энергетики в топливно-энергетическом комплексе страны

Содержание проблемы, основные цели и задачи «Программы развития атомной энергетики»

Нормативное регулирование и основные этапы вывода из эксплуатации объектов атомной энергетики, в рамках концепции принятой в Российской Федерации

Обращение с отработавшим ядерным топливом на АЭС

Обращение с радиоактивными отходами на АЭС

Состояние работ по выводу из эксплуатации АЭС в Российской Федерации

Методы демонтажа и дезактивации

Белоярская АЭС

Нововоронежская АЭС

Вывод из эксплуатации исследовательских ядерных установок

Вывод из эксплуатации объектов ядерного топливного цикла

Анализ ядерной и радиационной безопасности предприятий ядерного топливного цикла

Обращение с радиоактивными отходами на предприятиях ЯТЦ

Особенности вывода из эксплуатации промышленных реакторов

Особенности вывода из эксплуатации нереакторных установок

Вывод из эксплуатации ядерно-энергетических установок транспортного и транспортного направления

Комплексная утилизация АПЛ и судов с ЯЭУ

Вывод из эксплуатации источников ионизирующего излучения

Вывод из эксплуатации мест проведения ядерных взрывов

Выводы и предложения

Приложение 1

Сравнительный анализ вывода из эксплуатации АЭС в странах мира

Приложение 2

Выбор стратегии концепция вывода с эксплуатации АЭС:

Великобритания

Франция

Бельгия

Италия

Приложение 3

Оценка состояния хранения отработанного ядерного топлива ядерных реакторов

Использованная литература

Список сокращений

Основные положения

В середине 80-х г.г. XX-века в атомной промышленности всего мира остро встал вопрос о выводе из эксплуатации (ВЭ) объектов атомной энергетики (ОАЭ).

ВЭ ОАЭ может быть вызван следующими причинами:

- истощением планового срока службы,
- аварией, после которой эксплуатация невозможна или нецелесообразна;
- изменением требований надежности и безопасности эксплуатации, которые невозможно или нецелесообразно удовлетворить в рамках существующей конструкции;
- политической ситуацией в стране;
- экономической нецелесообразностью эксплуатации.

На 1 января 2002 г. в МАГАТЭ зарегистрировано 438 действующих реакторов суммарной мощностью 353298 МВт (эл.), обеспечивающих 17 % всех мировых потребностей в электроэнергии. К 2010 г. половина из них будет иметь возраст 25 лет и более.

В Канаде последняя новая АЭС была введена в строй в 1993 г., в США строится всего один новый реактор, первый за последние 20 лет. В ближайшие 10 лет, по расчетам специалистов, в США будут отключены, по крайней мере, 25 старых реакторов, содержание которых становится просто нерентабельным. Причем специалисты предсказывают, что высокая стоимость демонтажа отслуживших свой век АЭС и окончательного захоронения радиоактивных отходов в скором времени поставит электрические компании США перед гигантскими трудностями.

В Германии положение также складывается не лучшим образом. Так, демонтаж 6 старых реакторов советского производства на территории бывшей ГДР обойдется минимум в 3 млрд. долл. Именно столько стоило бы строительство такого же числа современных АЭС такой же мощности.

В мире уже снято с эксплуатации и демонтировано более 10 АЭС, и их площадки возвращены в состояние “зеленой лужайки”, однако, этот процесс носил больше экспериментальный характер и происходил в условиях возможного выделения ресурсов для единичных блоков. В настоящее время в мире более 130 исследовательских, демонстрационных и промышленных ядерных реакторов выработали свой ресурс, а в период до 2020 г. во всем мире будет снято с эксплуатации более 200 энергоблоков. Чтобы представить сложность задачи на современном уровне, заметим, что при снятии с эксплуатации 125 энергоблоков в странах ЕЭС общий объем РАО составит 1 млн. 600 тыс. т. Эти отходы надо надежно изолировать и хранить длительный срок в специальных хранилищах.

Можно выделить 3 основных возможных варианта вывода АЭС из эксплуатации:

1. **Непосредственный быстрый демонтаж электростанции.** В этом случае ОЯТ и теплоноситель после продолжительного отстоя вывозятся в хранилище с радиационной защитой. Все загрязненные радиацией материалы и оборудование разбираются и удаляются. Территория станции приводится в радиационно-безопасное состояние. Объем радиоактивных отходов оценивается в 18–20 тыс. м³.

2. **Отсроченный демонтаж.** В этом случае с территории АЭС убираются ОЯТ и теплоноситель, а после консервации в течение нескольких десятилетий (в Германии этот срок – 30 лет, в Великобритании – от 50 до 100 лет) производится демонтаж и окончательная очистка территории станции. Объем РАО снижается незначительно – до 17 тыс. м³.

3. **Изоляция.** Все радиоактивные отходы остаются на станции, которую заключают в бетонный саркофаг, позволяющий периодически контролировать ее состояние. Через 100 лет может быть произведена разборка станции и ее дезактивация. Количество отходов – 10 тыс. м³.

При выборе стратегии одним из главных факторов является количество и радионуклидный состав твердых и жидких РАО и степень заполнения ими хранилищ на АЭС. К моменту вывода из эксплуатации особое внимание должно быть уделено трудностям обращения с графитовым замедлителем и натриевым теплоносителем по сравнению с компонентами в водо-водяных реакторах.

К настоящему времени ни одного проекта по демонтажу большого промышленного реактора полностью не реализовано и все экономические расчеты, связанные с выводом АЭС из эксплуатации, имеют очень большую погрешность. По экспертным оценкам, общие расходы составляют не менее 10 % стоимости строительства АЭС.

В большинстве стран в настоящее время практикуется включать в цену произведенной на АЭС электроэнергии налог (обычно 2–6 %), отчисляемый в фонд, из которого планируется оплачивать все будущие операции по снятию станций с эксплуатации и захоронению отходов. Законодательство США предусматривает привлечение пользователей и фирм-владельцев станций к участию в этих расходах. В Швеции этот налог составляет 10 % от платы за электроэнергию, и одна пятая часть идет на покрытие будущих расходов по демонтажу АЭС.

В 1996 г. в Японии завершена первая комплексная программа полной разборки энергоблока реактора с кипящей водой небольшой мощности (90 МВт тепловых), разрушения здания и захоронения отходов. Полные затраты на этот проект составили 205 млн. долларов. Общий объем отходов около 25 тыс. тонн, из них радиоактивных около 4 тыс. тонн. Высокоактивные отходы оставлены в металлических контейнерах на территории АЭС, а измельченные низкоактивные отходы захоронены в могильнике за пределами станции. Стоимость демонтажа блоков АЭС с реакторами мощностью 1 ГВт может превысить указанные расходы более чем в 10 раз. Объем всех РАО, обра-

зующихся при демонтаже наиболее распространенного в мире реактора с водным теплоносителем некипящим PWR-1300, составляет более 31 тыс. тонн, из которых 6 тыс. тонн надо будет захоранивать в специальных хранилищах. Поэтому японские эксперты полагают, что снятие с эксплуатации реакторов в будущем может стать серьезным фактором роста цен на электроэнергию, вырабатываемую АЭС. С целью образования фонда по демонтажу АЭС в Японии с 1992 г. включили в отпускную цену генерируемой на них энергии надбавку в 0,2 иены за 1 кВт-час. Однако, как считают специалисты, этих средств будет недостаточно. С целью экономии японское правительство приняло решение о том, что новые реакторы будут строиться, как правило, на месте выведенных из эксплуатации [21].

Британская фирма «AEA Technology» в рамках программы «TACIS» разработала "План снятия с эксплуатации Чернобыльской АЭС". Оценочная стоимость работ составила 541 млн. ЕВРО. По программе «OSAT» выполнена переоценка стоимости работ по снятию с эксплуатации, включая закупку оборудования и строительство различного типа установок в обеспечение этих работ: min. 590 млн. ЕВРО и max. 673 млн. ЕВРО. При длительности этапа снятия с эксплуатации в 15 лет эксплуатационные расходы и другие расходы по поддержанию объекта в безопасном состоянии - 185-228 млн. ЕВРО, трудозатраты - 9750-12000 человеко-лет.

АЭС во Франции вырабатывают сейчас 77 % всей электроэнергии в стране, однако, эксперты скептически оценивают перспективы дальнейшего развития французской атомной энергетики. С одной стороны, французская атомная энергетика не знает, куда девать стремительно накапливающиеся радиоактивные отходы, с другой стороны, – долги национальной компании «Электреси-те де Франс» составляют 50 млрд. марок. Кроме этого, на французских АЭС в последние годы была отмечена целая серия серьезных технических неполадок.

Решение о постепенном отказе от использования ядерных реакторов в Швеции было принято на референдуме в 1980 году. Ригсдаг (парламент) установил конечную дату – 2010 год. По оценкам экономистов выполнение этого решения к намеченному сроку будет стоить бюджету от 70 – 90 млрд. крон (80 – 105 млрд. долл.), а цены на электроэнергию вырастут, как минимум, на 50 %. Такое же решение приняла Германия после принятия в 2002 г. нового атомного законодательства. До этого и другие страны Европы отказались от развития атомной энергетики, среди них - Австрия, Дания, Бельгия и Италия.

Также хочется отметить, что в индустриально развитых странах крепнет убеждение, что ядерная энергетика в сравнении с другими источниками энергии становится все большей степени неконкурентоспособной.

В результате процесса снятия с эксплуатации ОАЭ образуются значительные объемы радиоактивных материалов.

Сопоставление данных о высвобождающихся в энергетике радиоактивных материалах с разным уровнем активности показывает со всей очевидностью, что проблема обращения с радиоактивными отходами есть, прежде всего, проблема обращения со слабоактивными отходами: их объем на 2 порядка превышает объем высокоактивных отходов и на 1 порядок – среднеактивных отходов.

Большинство национальных стратегий включает в себя обработку и кондиционирование низко- и среднеактивных отходов. Разработанные в этой области технологии позволяют достичь двойного эффекта: во-первых, в среднем в 50 раз снизить объем подлежащих захоронению материалов и, во-вторых, обеспечить почти полный возврат в сферу использования металла и строительных материалов.

Аналогичные тенденции проявляются и в ядерной энергетике на территории бывшего СССР. По экспертным оценкам после 2015 г. должна быть прекращена эксплуатация 25 энергоблоков АЭС.

В СССР в проектах ранних поколений АЭС вопросы снятия с эксплуатации энергоблоков вообще не рассматривалось. Только в последние годы появились некоторые нормативные требования Госатомнадзора России. В СССР существовала общесоюзная научно-техническая программа на 1988–1995 гг. и далее до 2000 г. – “Консервация и захоронение оборудования и строительных конструкций АЭС, отработавших проектный срок службы”. Однако с 1991 г. эта программа прекратила свое существование, а общероссийская программа и государственная концепция обеспечения безопасности при снятии с эксплуатации энергоблоков АЭС в России так и не были приняты. И только после появления федерального Закона “Об использовании атомной энергии” Правительство Российской Федерации выпустило в апреле 1997 г. постановление о финансировании работ по выводу из эксплуатации ядерных установок, радиационных источников и радиационных объектов. Согласно этому постановлению, образуется специальный фонд для финансирования затрат, связанных с выводом из эксплуатации перечисленных объектов, и исследовательских работ. Для эксплуатирующих АЭС организаций основным источником финансирования работ по выводу из эксплуатации объектов являются отчисления, включаемые в себестоимость генерируемой электроэнергии. По данным концерна “Росэнергоатом”, эти отчисления составляют 1,3 % от стоимости товарной продукции. Для действующих объектов в обоснованных случаях предусматривается дополнительный источник финансирования из средств федерального бюджета. Так, в 1995 г. Мина-

том России настаивал на выделении из бюджета 1 трлн. рублей для вывода из эксплуатации блоков АЭС [21].

В Федеральной Программе по обращению с РАО и ОЯТ отсутствует четко сформулированный раздел о снятии АЭС с эксплуатации; там планируется до 2005 г. только разработать технологии и создать оборудование для кондиционирования отходов, образующихся при снятии станций с эксплуатации.

Каковы бы ни были причины, приводящие к СЭ, оно является обязательным этапом жизненного цикла ОАЭ. Вследствие этого оказывается необходимой разработка проекта СЭ и его наполнение отдельными процедурами, что может быть сделано только с использованием большого объема проектной и экспериментальной информации.

В связи с этим за рубежом все большее значение придают системам информационного сопровождения СЭ ядерных установок. Кроме указанной причины, это значение определяется:

- разнообразием ОАЭ, исчерпавших срок эксплуатации, и процессов, приводящих к образованию и накоплению радиоактивных отходов (РАО);
- разнообразием технологических приемов реализации СЭ и их различной эффективностью;
- сложностью подлежащих СЭ объектов;
- продолжительностью процесса СЭ, предопределяющей потерю информации;
- возможностью использовать накопленный опыт с целью минимизации радиационного загрязнения территорий и материалов при СЭ последующих ОАЭ.

В настоящее время и в России все более актуальными становятся вопрос СЭ ОАЭ и роль обеспечения радиационной безопасности в решении этого вопроса.

При снятии с эксплуатации энергоблоков ставились следующие задачи:

- разработка эффективных и экономичных методов долговременной консервации оборудования,
- разработка дешевых способов дезактивации трубопроводов и оборудования в условиях, когда не требуется их повторное использование,
- разработка методов и средств ускоренного демонтажа трубопроводов,
- решение вопросов сбора, транспортировки, переработки и захоронения РАО,
- получение опыта работы по снятию с эксплуатации блоков АЭС.

К сожалению, работам по снятию с эксплуатации был придан локальный характер, и намеченные цели и задачи не были выполнены. В табл. 1 представлен перечень атомных электростан-

ций, расположенных на территории экс-СССР, с указанием причин вывода из эксплуатации и возраста энергоблоков [21].

Таблица 1

Перечень атомных электростанций расположенных на территории экс-СССР по состоянию на 31.12.2002 г.

Название АЭС	Номер блока	Тип реактора	Дата начала эксплуатации	Причина вывода из эксплуатации; длительность эксплуатации, лет
АЭС с реакторными установками типа ВВЭР				
1 Армянская	1	ВВЭР-440	28.12.76	Остановлен в 25.02.89
	2	ВВЭР-440	31.12.79	23
2 Балаковская	1	ВВЭР-1000	20.12.85	17
	2	ВВЭР-1000	27.10.87	15
	3	ВВЭР-1000	31.12.88	14
	4	ВВЭР-1000	20.12.94	8
3 Запорожская	1	ВВЭР-1000	26.12.84	18
	2	ВВЭР-1000	31.10.85	17
	3	ВВЭР-1000	31.12.86	16
	4	ВВЭР-1000	31.12.87	15
	5	ВВЭР-1000	14.08.89	13
	6	ВВЭР-1000	31.12.95	7
4 Калининская	1	ВВЭР-1000	10.05.84	18
	2	ВВЭР-1000	31.12.86	16
5 Кольская	1	ВВЭР-1000	15.08.73	29
	2	ВВЭР-1000	21.12.74	28
	3	ВВЭР-1000	24.03.81	21
	4	ВВЭР-1000	11.10.84	18
6 Нововоронежская	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	31
	4	ВВЭР- 440	24.08.72	30
	5	ВВЭР-1000	30.05.80	22
7 Ровенская	1	ВВЭР- 440	22.12.80	22
	2	ВВЭР- 440	22.12.81	21
	3	ВВЭР-1000	31.12.86	18
8 Хмельницкая	1	ВВЭР-1000	31.12.87	17
9 Южно-Украинская	1	ВВЭР-1000	31.12.82	20
	2	ВВЭР-1000	05.01.85	17
	3	ВВЭР-1000	20.09.89	13
10.Волгодонская	1	ВВЭР-1000	25.12.01	1
АЭС с канальными и другими реакторами				
11 Белоярская	1	АМБ-100	26.04.64	Остановлен 10.12.81 г.
	2	АМБ-200	31.12.67	Остановлен 31.12.90 г.

	3	ОК -505	08.04.80	22
12 Билибинская	1	ЭГП-6	14.01.74	28
	2	ЭГП-6	27.12.74	28
	3	ЭГП-6	23.12.75	27
	4	ЭГП-6	27.12.76	26
13 Игналинская	1	РБМК-1500	08.01.84	18
	2	РБМК-1500	30.08.87	16
14 Курская	1	РБМК-1000	19.12.76	26
	2	РБМК-1000	28.01.79	23
	3	РБМК-1000	17.12.83	19
	4	РБМК-1000	21.12.85	17
15 Ленинградская	1	РБМК-1000	07.01.74	28
	2	РБМК-1000	18.10.75	27
	3	РБМК-1000	28.12.79	23
	4	РБМК-1000	10.02.81	21
16 Смоленская	1	РБМК-1000	25.12.82	20
	2	РБМК-1000	31.05.85	17
	3	РБМК-1000	31.12.89	13
17 Чернобыльская	1	РБМК-1000	26.09.77	Остановлен на стояночный режим - 30.11.96 г.
	2	РБМК-1000	21.12.78	Выведен из эксплуатации вследствие пожара - 11.10.91 г.
	3	РБМК-1000	03.12.81	Остановлен в 11 декабря 2000 г.
	4	РБМК-1000	22.12. 83	Авария 26.04.86 г.

Длительность эксплуатации энергоблоков АЭС представлена на диаграмме 1.

Одним из самых трудных вопросов при снятии с эксплуатации ОАЭ является утилизация ОЯТ, т.к. радиохимические заводы Минатома России отказываются брать ОВТС на регенерацию, в связи с тем, что у них отсутствует технология по их переработке (Белоярская АЭС, некоторые типы исследовательских ядерных реакторов).

В результате снятия с эксплуатации и консервации указанных в таблице № 1 4-х блоков АЭС, выяснилось, что кроме перечисленных выше, самой большой является проблема по утилизации РАО. Радиоактивные материалы, образующиеся при снятии АЭС с эксплуатации, имеют существенные отличия от радиоактивных отходов, образующихся при нормальной эксплуатации АЭС. Это различие состоит в следующем:

- значительное количество отходов, образованных в короткий срок,
- новая массовая и изотопная структура радиоактивных материалов, возникшая за счет активации конструкционных и строительных материалов,
- наличие радионуклидов с очень большим периодом полураспада,

- присутствие значительного количества низкоэнергетических бета- и рентгеновских излучателей,
- наличие большой доли материалов, активность которых предполагает возможность их неограниченного использования.

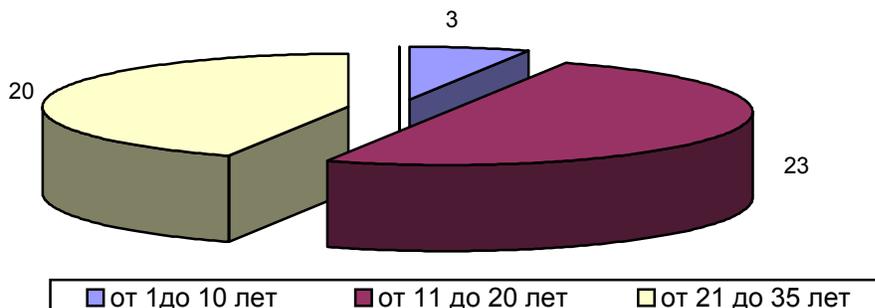


Диаграмма 1. Длительность эксплуатации энергоблоков АЭС.

Перечисленные особенности в значительной мере определяют состав процедур и технологию реализации СЭ ОАЭ, порядок захоронения РАО, возможность неограниченного использования возвращаемых в народное хозяйство материалов.

Анализ современного места и роли атомной энергетики в топливно-энергетическом комплексе страны

На настоящий момент на территории Российской Федерации работает 10 АЭС с 30 энергоблоками, 4 энергоблока строятся и 4 энергоблока, находящихся на стадии подготовки к выводу из эксплуатации АЭС.

1 блок Волгодонской АЭС принят в промышленную эксплуатацию 25.12.2001 г.

Из общего числа - 14 энергоблоков с реакторами типа ВВЭР (6 энергоблоков с реакторами типа ВВЭР-440 и 8 энергоблоков с реакторами типа ВВЭР-1000), 11 энергоблоков с реакторами типа РБМК, 4 энергоблока с реакторами типа ЭГП (Билибинская АТЭЦ) и 1 энергоблок с реактором на быстрых нейтронах БН-600 (Белоярская АЭС).

Энергоблоки АЭС с реакторами всех типов работают в базовой части графика нагрузок, а Билибинская АТЭЦ работает в скользящем графике покрытия требуемых энергетических и тепловых нагрузок изолированного района - Чукотского автономного округа.

Классификация действующих АЭС в зависимости от типа реакторной установки и поколения проекта представлена в табл. 2.

В течение 2001 г. на всех АЭС выработано 134948 млн.кВт · ч электроэнергии, что составляет 104,7 % от выработки за аналогичный период 2000 года, из них:

- на АЭС с ВВЭР- 66626,4 млн.кВт · ч, или 109,7 % от величины 2000 г.;
- на АЭС с РБМК, БН и ЭГП - 68321,6 млн.кВт · ч, или 100,3 % от величины 2000 г.;
- коэффициент установленной мощности (КИУМ) увеличился относительно 2000 года на 1,2 % и составил 70,3 %.

Энергоблоки АЭС в течение 2001 года работали в основном стабильно и устойчиво в базовом режиме. Продолжали действовать ограничения Госатомнадзора России по мощности работы блоков 1, 2 Курской АЭС (до 70 % $N_{ном}$ в течение января-марта 2001 года).

В 2001 г. в ходе эксплуатации АЭС контролирующими органами выявлено 2645 нарушений, применено 727 санкций. Кроме этого, выявлено 90 нарушений требований федеральных норм и правил. Больше всего нарушений зарегистрировано в организации работы с персоналом (около 40 % от всех нарушений), заметная доля нарушений приходится на эксплуатационную документацию, отступления от требований ВХР. Имеются серьезные проблемы в организации физической защиты АЭС: практически ни одна АЭС не удовлетворяет требованиям Правил по физической защите ядерных материалов, ядерных установок и пунктов хранения ядерных материалов [36].

Характеризуя состояние безопасности действующих атомных станций, необходимо 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.

Такое состояние АЭС усугубляется значительным физическим и моральным износом оборудования, недостаточной его надежностью, несовершенством проектных решений, заложенных при создании ядерно- и радиационно-опасных объектов. Это также связано с длительным использованием атомной энергии в мирных и оборонных целях без законодательного регулирования, что породило многочисленные проблемы, требующие безотлагательного решения (вывод из эксплуатации блоков АЭС первого и второго поколения, не соответствующих требованиям безопасности, модернизация и реконструкция действующих объектов, захоронение радиоактивных отходов, утилизация ОЯТ и др.).

В России эксплуатируемые энергоблоки атомных станций построены по проектам трех поколений – 60-х, 70-х, и 80-х годов. Каждый из указанных периодов имел свой набор НД по безопасности, со временем все более ужесточавшихся [21].

Таблица 2

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)	2	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

За период с 01.01.91 г. по 31.12.2001 г. в работе российских АЭС произошло 1246 нарушений.

В табл. 3 приведены статистические данные по нарушениям в работе АЭС.

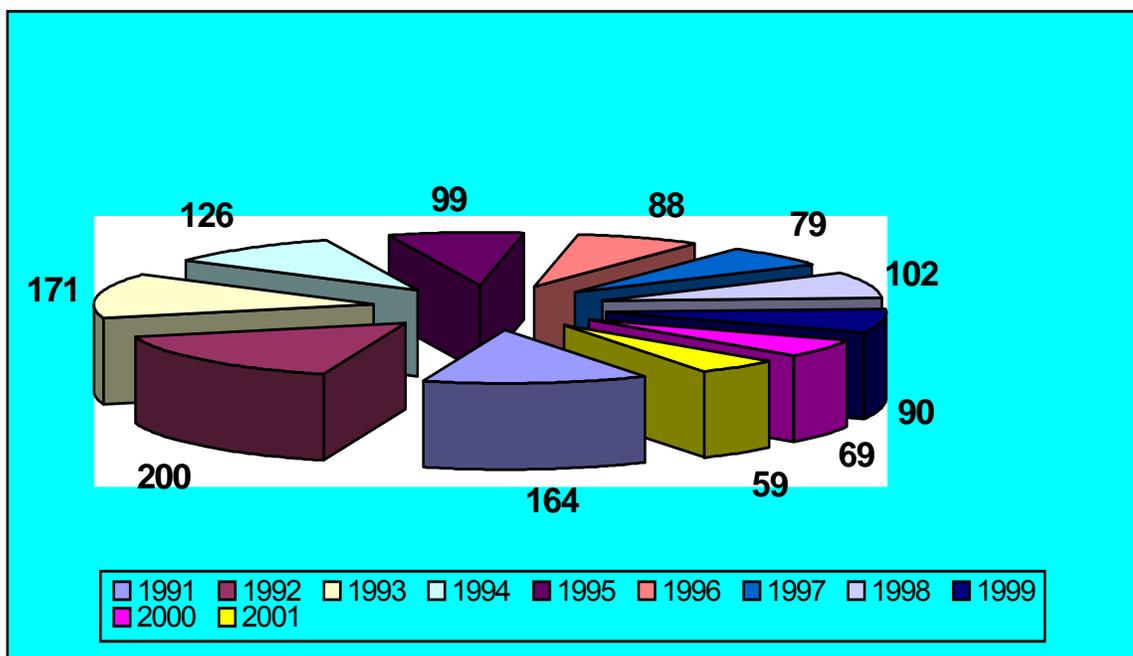


Диаграмма 2. Распределение нарушений в работе АЭС за период с 01.01.91 г. по 31.12.2001 г.

Таблица 3[25]

АЭС	1991	1992	1993	1994	1995	1996	1997	1998	1999	2000	2001
БалАЭС	50	69	36	24	10	4	5	5	6	5	9
БелАЭС	1	2	1	1	4	2	0	0	2	1	1
БилАЭС	7	8	8	7	8	2	8	11	4	2	1
НВАЭС	14	29	32	27	19	17	21	10	15	15	8
КолАЭС	25	35	44	38	20	19	7	10	11	1	7
КлнАЭС	17	14	7	8	11	11	10	9	6	5	1
ЛенАЭС	19	14	14	5	4	11	4	8	9	14	7
КурАЭС	20	17	16	10	11	14	14	26	21	19	11
СмоАЭС	11	12	13	8	12	8	10	23	16	7	14
Итого:	164	200	171	126	99	88	79	102	90	69	59

Восемь объектов атомной энергетики, размещенных в энергосистемах европейской части Российской Федерации - Северо-Запада, Центра, Поволжья, Урала, обеспечивают совместно с объектами Российского акционерного общества "ЕЭС России" бесперебойное электроснабжение потребителей в 35 из 58 субъектов Российской Федерации этой зоны, дефицитных по топливу и не обеспечивающих потребность в электроэнергии за счет выработки на собственных электростанциях. Обеспечение безопасности действующих АЭС - центральная задача атомной энергетики, которая решается выполнением долговременных мероприятий, предусмотренных в соответствующих планах реконструкции и модернизации. Анализ состояния основного оборудования энергоблоков, в том числе реакторных установок, показал принципиальную возможность продления сроков их службы по крайней мере на 5-15 лет за счет проведения соответствующего комплекса работ для каждого энергоблока.

Затраты на эти мероприятия меньше доходов от дополнительно вырабатываемой электроэнергии и заметно меньше затрат на сооружение новых энергоблоков.

Согласно экономическим оценкам выполненным специалистами концерна «Росэнергоатом», затраты на 1 кВт реконструируемого источника энергии составляют 160 \$, а на продление срока службы на 10 лет – 40 \$, также в расчете на 1 кВт. На возведение нового замещающего блока (также в пересчете на 1 кВт мощности) необходимо 1074 \$.

Работы по модернизации энергоблоков АЭС уже проводятся. Так, например, в планово-предупредительный ремонт энергоблока № 3 Нововоронежской АЭС длившегося более семи месяцев, были реализованы основные мероприятия по его модернизации.

Основная задачей было внедрение нового оборудования и новых систем безопасности на старом блоке в соответствии с новыми, современными нормами и правилами. Для этого был реализован целый набор технических мероприятий. В их основу заложено создание двух каналов систем

безопасности – независимых и максимально изолированных друг от друга. Двухканальность и физическая разделенность предусматривается при создании сети надежного питания I и II категории, аппаратуры контроля нейтронного потока, аварийной защиты, систем защит и блокировок. Объединение в канале системы безопасности двух дизель-генераторов позволит одновременно запускать два насоса аварийного ввода бора в каждом канале. Особо следует сказать о струйно-вихревом конденсаторе, который был внедрен при модернизации энергоблока № 3. Это принципиальное изменение идеологии проекта блока. Внедрение струйно-вихревого конденсатора позволит не превысить предельно допустимого уровня радиационного воздействия на население и окружающую среду даже в случае запроектной аварии.

Важно подчеркнуть, что работы по модернизации в таком объеме проводились впервые в атомной энергетике России.

В результате реализации вышеуказанных технических проектов значение вероятности повреждения активной зоны (ПАЗ) энергоблока № 3 составило $3,44 \cdot 10^{-5}$. До проведения модернизации показатель ПАЗ составлял $1,80 \cdot 10^{-3}$. Был подготовлен отчет по углубленной оценке безопасности энергоблока № 3 Нововоронежской АЭС, выполнены работы по обоснованию продления ресурса оборудования. Этот пакет документов был передан на экспертизу в Госатомнадзор России, на основании положительных результатов которой была выдана соответствующая лицензия. Все работы по модернизации энергоблока № 3 были проведены в основном силами отечественных специалистов. Зарубежные специалисты участвовали в монтаже некоторых видов оборудования, которое было закуплено у иностранных компаний в рамках договоров о поставках.

1 августа 2002 года на ППР и модернизацию был выведен энергоблок № 4 НВАЭС. На нем также будет выполнен комплекс мероприятий, направленных на достижение блоком соответствия требованиям современных норм и правил по безопасности, необходимых для продления эксплуатации блока также на 15 лет. 6 декабря 2002 г. пресс-служба концерна «Росэнергоатом» информировала о получении лицензии Госатомнадзора России на дальнейшую эксплуатацию энергоблока № 4 Нововоронежской АЭС.

Содержание проблемы, основные цели и задачи «Программы развития атомной энергетики»

Программа развития атомной энергетики Российской Федерации на 1998-2005 годы и на период до 2010 года (далее именуется - Программа) разработана в соответствии с поручением Президента Российской Федерации от 17 июня 1997 г. N Пр-952 по итогам его поездки в г. Санкт-Петербург 6 июля 1997 г.

Программа разработана Министерством Российской Федерации по атомной энергии, Министерством экономики Российской Федерации, Министерством топлива и энергетики Российской Федерации, Министерством науки и технологий Российской Федерации, Российской академией наук с привлечением отраслевых институтов. Программа основывается на необходимости развития атомной энергетики как неотъемлемой части топливно-энергетического комплекса Российской Федерации, с размещением АЭС в регионах, для которых получены соответствующие согласования на их строительство. Программа охватывает период 1998-2010 годов и уточняет подпрограммы развития атомной энергетики, входящие в состав федеральной целевой программы "Топливо и энергия" на 1996-2000 годы, утвержденной постановлением Правительства Российской Федерации от 6 марта 1996 г. N 263, в части приведения графиков ввода энергоблоков АЭС в соответствие с уточненными сценариями производства первичных энергетических ресурсов, прогнозируемых в "Энергетической стратегии России (Основные положения)", одобренной постановлением Правительства Российской Федерации от 13 октября 1995 г. N 1006, а также динамики изменения установленных мощностей АЭС в рассматриваемый период с учетом продления срока эксплуатации действующих энергоблоков АЭС с соответствующей корректировкой затрат. Указом Президента Российской Федерации от 7 мая 1995 г. N 472 утверждены Основные направления энергетической политики Российской Федерации на период до 2010 года, которыми определены условия, приоритеты, задачи и пути реализации устойчивого обеспечения страны энергоносителями, проведения согласованной энергетической политики на федеральном и региональном уровнях, стабильного и эффективного использования топливно-энергетических ресурсов и производственного потенциала топливно-энергетического комплекса страны за счет динамичного развития составляющих его подотраслей и решения проблем экономичности, экологичности и безопасности предприятий комплекса. Программа исходит из того, что в соответствии с Основными направлениями энергетической политики Российской Федерации на период до 2010 года определенная часть увеличения потребности в электроэнергии должна покрываться атомными станциями в экономически целесообразных масштабах при наличии экологического обоснования использования атомных энергоисточников. Основными целями Программы являются надежное и конкурентоспособное снабжение потребителей тепловой и электрической энергией, обеспечение безопасной эксплуатации действующих АЭС, создание АЭС нового поколения повышенной безопасности, надежное обеспечение атомных станций ядерным топливом, подготовка к созданию замкнутого топливного цикла и сжиганию долгоживущих радиоактивных продуктов отработавшего топлива, разработка качественно новых перспективных энергоблоков на принципах естественной безопасности и создание условий для перехода к крупномасштабному развитию атомной энергетики.

Достижение основных целей Программы позволит обеспечить снижение техногенного воздействия на окружающую среду, экономию органического топлива, развитие научно-технического потенциала страны, сохранение имеющихся и создание новых рабочих мест, расширение экспортных возможностей страны и международной кооперации в области атомной энергии. В области технического перевооружения и реконструкции действующих АЭС необходимо продолжить реализацию мероприятий, направленных на повышение безопасности энергоблоков действующих АЭС и продление их срока службы, а также по выводу из эксплуатации энергоблоков АЭС, выработавших свой ресурс. В области завершения строительства АЭС предусматривается: завершение начатого и расконсервированного строительства 3-го энергоблока Калининской АЭС, 5-го энергоблока Курской АЭС, 2-го энергоблока Волгодонской АЭС, Воронежской АСТ, продолжение строительства Южно-Уральской АЭС с реактором БН-800; формирование объективного общественного мнения по проблемам атомной энергетики на основе экономически и экологически обоснованной политики ее развития; разработка и внедрение критериев экономического стимулирования регионов, в которых размещены АЭС, а также населения, проживающего в непосредственной близости от АЭС.

Настоящая Программа уточняет комплекс первоочередных работ по подпрограммам развития атомной энергетики в составе указанной программы "Топливо и энергия" в части ввода новых генерирующих мощностей, продления срока эксплуатации действующих энергоблоков АЭС, снятия энергоблоков с эксплуатации, обеспечения их надежного топливообеспечения, создания предпосылок для крупномасштабного развития атомной энергетики, исходя из возможностей Министерства Российской Федерации по атомной энергии и сложившихся ограничений по финансированию из федерального бюджета.

Предусматривается дальнейшее развитие и уточнение Программы в ходе ее реализации при составлении ежегодных прогнозов экономических и производственных показателей, а также решение вопросов стратегического развития крупномасштабной атомной энергетики.

Исходя из экономических прогнозов развития Российской Федерации, производство электроэнергии в стране представлено в табл. 4

Таблица 4

Производство электроэнергии в стране

Производство электроэнергии	1996 г. (факт)	1997 г. (факт)	2001 г.(факт)	2005 г.
Всего	847,2	826,1	882-915	930-1030
*)в том числе на АЭС, млрд.кВт.ч.	108,8	110	134,948	135-145

К 2010 году общее производство электроэнергии в Российской Федерации может достигнуть 1100-1150 млрд.кВт.ч, в том числе на АЭС при условии реализации настоящей Программы - 150-170 млрд.кВт.ч в зависимости от варианта развития атомной энергетики.

В Программе рассматриваются следующие варианты развития атомной энергетики:

- минимальный вариант: доведение мощностей АЭС в 2000 году до 24,24 ГВт, в 2005 году - до 26,88 ГВт, в 2010 году - до 27,56 ГВт; вывод из эксплуатации 2,76 ГВт;
- максимальный вариант: доведение мощностей АЭС в 2000 году до 24,24 ГВт, в 2005 году - до 26,88 ГВт, в 2010 году - до 29,2 ГВт; вывод из эксплуатации 2,76 ГВт.
- Установленная мощность АЭС по объединенным энергетическим системам представлена в табл. 5, доли энергосыработки АЭС по объединенным энергетическим системам - в табл. 6.

Доля мощности АЭС в суммарной мощности электростанций страны составит в 2000 - 2005 годах около 14 %. С учетом высокой инерционности развития производительных сил основная потребность в электроэнергии (65-70 %) сохранится в европейской части страны. Смещение газодобывающих баз в северные районы Сибири, увеличение расстояния и стоимости транспортировки газа к основным центрам топливопотребления европейской части определяют концентрацию основных работ по развитию атомной энергетики именно на территории европейской части России. Тем не менее, Программой предусматривается сооружение энергоисточников малой мощности на ядерном топливе для энергообеспечения удаленных районов Крайнего Севера (Чукотский автономный округ) и Дальнего Востока (Приморский край). Топливообеспечение атомной энергетики в рассматриваемом периоде основывается:

- на наличии развитой сырьевой базы, включающей производимый природный уран и его накопленные запасы, запасы обогащенного урана, реакторного сырья, урана, находящегося в отвалах разделительных заводов, а также сырья, производимого с использованием регенерированного урана из отработавшего ядерного топлива;
- на реализации в основном открытого топливного цикла до 2010 года и подготовке к переходу на полный замкнутый топливный цикл при необходимом обеспечении соответствующего уровня ядерной безопасности всех переделов ядерного топливного цикла, включая возможное использование смешанного уран-плутониевого топлива. Вопросы обращения с отработавшим ядерным топливом и радиоактивными отходами АЭС и предприятий ядерного топливного цикла решаются в рамках федеральной целевой программы "Топливо и энергия" (подпрограмма "Топливообеспечение атомной энергетики. Развитие ядерно-энергетического топливного цикла атомных электростанций") и федеральной целевой программы "Обращение с радиоактивными отходами и отрабо-

тавшими ядерными материалами, их утилизация и захоронение на 1996-2005 годы", утвержденной постановлением Правительства Российской Федерации от 23 октября 1995 г. N 1030.

Таблица 5

Установленная мощность АЭС по объединенным энергетическим системам ГВт(эл)

Наименование Объединенной Энергетической Системы	1997 год	2000 год	2005 год	2010 год
Северо-Запад	5,76	5,76	6,4	6,16/6,8 *
Центр	10,88	12,88	13,88	14,0/15
Средняя Волга	4	4	4	4/4
Северный Кавказ	-	1	2	2/2
Урал	0.6	0.6	0.6	1.4/1.4
Итого:	21.24	24.24	26.88	27.56/29.2

Таблица 6

Доли энерговыработки АЭС по объединенным энергетическим системам (%)

Наименование Объединенной Энергетической Системы	1997 год	2000 год	2005 год	2010 год
Северо-запад	46	47-48*	46-48	42-44
Центр	22	25-27	27-27.5	26-27
Средняя Волга	18	25-27	26-27	25-26
Северный Кавказ	-	-	11-12	19-20
Урал	3	3	3	3-4
ЕЭС	13.3	13.8-14.2	14 -14.2	14-14.7

Нормативное регулирование и основные этапы вывода из эксплуатации объектов атомной энергетики, в рамках концепции принятой в Российской Федерации

Жизненный цикл энергоблока атомной станции завершается выводом его из эксплуатации. Согласно ОПБ-88/97, «вывод блока из эксплуатации – это процесс осуществления комплекса мероприятий после удаления ядерного топлива, исключая использование блока в качестве источника энергии и обеспечивающий безопасность персонала, населения и окружающей среды».

Во многом сегодняшнее положение дел со снятием с эксплуатации АЭС обусловлено тем, что длительный период времени в этой сфере отсутствовала серьезная нормативная база. Только в 2000 г., т.е. спустя 19 лет после останова 1-ого энергоблока Белоярской АЭС в 1981 г., Госатомнадзор России выпустил «Требования к содержанию программы вывода из эксплуатации блока атомной станции», РБ-013-2000. Данное руководство по безопасности определяет требования к по-

ряду разработки, структуре, содержанию и оформлению программы вывода из эксплуатации блока атомной станции.

Программа является организационно-техническим документом, в котором описываются основные виды деятельности и работы, определены порядок, условия и планируемые сроки их выполнения при подготовке к выводу и выводу из эксплуатации блока АЭС. Она разрабатывается и утверждается эксплуатирующей организацией для конкретного варианта вывода из эксплуатации блока АЭС согласно критериям безопасности, социальной приемлемости, срокам реализации выбранного варианта вывода из эксплуатации блока АЭС.

Программа разрабатывается и утверждается эксплуатирующей организацией не позднее, чем за пять лет до истечения проектного срока службы блока АЭС, и представляется в Госатомнадзор России для оформления в установленном порядке изменений в условия действия лицензии на эксплуатацию блока АЭС. При изменении сроков окончательного останова блока АЭС программа должна быть пересмотрена.

Программа используется Госатомнадзором России для оценки планируемой деятельности эксплуатирующей организации, направленной на подготовку к выводу и вывод из эксплуатации блока АС, на весь период времени, необходимый для приведения блока АС в заданное конечное состояние, в соответствии с выбранным вариантом вывода из эксплуатации блока АС. Для каждого блока многоблочных АС должна разрабатываться отдельная программа.

Программа должна состоять из двух разделов:

- подготовки к выводу из эксплуатации блока АС, где должны быть регламентированы мероприятия и работы в период с момента утверждения Программы до начала работ по выводу из эксплуатации блока АС;
- вывода из эксплуатации блока АС, где должны быть регламентированы мероприятия и работы в период от начала вывода из эксплуатации блока АС до достижения заданного конечного состояния блока АС.

Первый раздел Программы должен представлять собой описание перечня взаимоувязанных по целям и срокам организационно-технических мероприятий и работ, планируемых для реализации на этапе подготовки блока АС к выводу из эксплуатации, в рамках лицензии на эксплуатацию блока АС, включая подготовку документации для получения лицензии на вывод из эксплуатации блока АС.

Второй раздел Программы должен представлять собой описание перечня взаимоувязанных по целям и срокам организационно-технических мероприятий и работ, планируемых для реализации на этапе вывода из эксплуатации блока АС, в рамках лицензии на вывод из эксплуатации блока

АС, в виде набора подпрограмм по основным видам деятельности при выводе из эксплуатации блока АС как основы для разработки соответствующих разделов проекта вывода из эксплуатации блока АС.

Финансирование работ по снятию с эксплуатации регламентируется требованиями Федерального закона "Об использовании атомной энергии" и постановления Правительства Российской Федерации от 2 апреля 1997 г. № 367 "О финансировании работ по выводу из эксплуатации ядерных установок, радиационных источников, пунктов хранения ядерных материалов, радиоактивных веществ и радиоактивных отходов, научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ по обоснованию и повышению безопасности этих объектов" и должно производиться за счет формирования отчислений в специальный фонд для финансирования указанных затрат. Однако до настоящего времени этот фонд Минатомом России не создан.

Согласно технико-экономическому расчету стоимости вывода из эксплуатации энергоблоков АЭС и расчетному обоснованию норматива отчислений в специальный фонд эксплуатирующей организации по выводу энергоблоков АЭС из эксплуатации, а также расчетам выполненным специалистами АО "ЭРКО" оказалось, что ранее принятый размер необходимых отчислений от себестоимости электроэнергии в резервный фонд по снятию с эксплуатации энергоблоков АЭС явно недостаточен, о чем свидетельствует мировой и отечественный опыт.

Работа включала в себя технико-экономический расчет стоимости вывода из эксплуатации энергоблоков АЭС с различными типами реакторных установок, а также расчет норматива отчислений в специальный резервный фонд концерна "Росэнергоатом".

Основные предпосылки, положенных в основу оценки норматива:

- а) в качестве рассматриваемого варианта вывода любого ядерного энергоблока из эксплуатации принят вариант "ликвидация энергоблока", который предусматривает наличие этапа длительного (до 30 лет) хранения энергоблока под наблюдением;
- б) процесс ввода / вывода энергоблоков концерна "Росэнергоатом" осуществляется в соответствии с "Программой развития атомной энергетики Р.Ф. на 1998-2005 гг. и перспективой до 2010 г."
- в) процесс вывода ядерных энергетических мощностей из эксплуатации рассматривается как квазинепрерывный, каждая вновь вводимая мощность любого поколения энергоблоков проводит отчисления в единый Резерв средств для вывода из эксплуатации любого энергоблока предыдущих или настоящего поколений.
- г) все ныне действующие энергоблоки первого и второго поколения проводят самостоятельные отчисления в собственный ограниченный Резерв; энергоблоки третьего и последующих поколений формируют свой отдельный Резерв.

Расчетная модель и результат:

1. в качестве расчетной модели при определении норматива отчислений в Специальный Фонд принята модель, предусматривающая дальнейшее развитие атомной энергетики в период после 2010 года.
2. для формирования достаточного объема финансовых ресурсов, начиная с 2000 года, отчисления в Специальный Фонд должны производиться в размере 4,64 % от установленного тарифа вместо действующего в настоящее время коэффициента отчислений 1,3 %.

Объем работ, выполняемых до окончательного останова блока, включает:

- проведение комплексного инженерного и радиационного обследования блока АЭС;
- разработку технико-экономического обоснования варианта вывода из эксплуатации блока АЭС;
- разработку «Программы вывода из эксплуатации блока АЭС».

После исчерпания назначенного срока службы и принятия решения о выводе из эксплуатации осуществляется окончательный останов блока АЭС и начинается этап подготовки блока к выводу из эксплуатации, во время которого эксплуатирующая организация должна обеспечить:

- удаление ядерного топлива из активной зоны реактора и из помещений блока АЭС;
- удаление радиоактивных рабочих сред из оборудования и технологических систем;
- штатную дезактивацию оборудования, систем и строительных конструкций блока АЭС;
- удаление или переработку эксплуатационных радиоактивных отходов;
- разработку, согласование и утверждение в установленном порядке проекта вывода из эксплуатации блока АЭС;
- разработку проекта производства работ (ППР),
- разработку конструкторской и технологической документации для утвержденного проекта вывода из эксплуатации;
- приведение АЭС в прогнозируемое состояние (по ресурсу, составу оборудования, использованию хранилищ, складов и т.п.);
- подготовку персонала для проведения работ по выводу из эксплуатации;
- разработку установленного перечня документов, необходимых для получения лицензии органов Госатомнадзора на выполнение работ по выводу из эксплуатации блока АЭС.

Кроме этого, должен быть выполнен целый ряд организационно-технических работ и, в том числе:

- разработка документации, регламентирующей работы по выводу из эксплуатации блоков АЭС;

- обеспечение планирования и оптимизации работ по подготовке и выводу из эксплуатации блоков АЭС;
- обеспечение формирования средств специального резерва для финансирования работ по выводу блоков АЭС из эксплуатации;
- разработка технологий и оборудования для дезактивации, демонтажа и обращения с радиоактивными отходами;
- планирование работ на окончательно остановленных блоках АЭС.

Выбор в качестве основного варианта вывода из эксплуатации вариант ликвидации блока после его длительного сохранения под наблюдением обусловлен следующими факторами:

- закрепление за эксплуатирующей организацией площадок АЭС в вечное пользование;
- отсутствие как национальных, так и региональных могильников и хранилищ для захоронения и хранения радиоактивных отходов;
- наличие на площадке АЭС работающих блоков, обеспечение безопасной эксплуатации которых необходимо учитывать при выводе из эксплуатации остановленных блоков;
- отсутствие достаточных финансовых средств в резерве.

Вывод блока АЭС из эксплуатации состоит из трех фаз:

1-я фаза – подготовка блока к сохранению под наблюдением:

- локализация высокоактивного оборудования в помещениях реакторного отделения блока;
- консервация оборудования, систем и строительных конструкций блока АЭС;
- демонтаж и удаление чистого, слабозагрязненного и низкоактивированного оборудования и систем блока АЭС с последующей утилизацией чистого оборудования и переработкой, упаковкой и организованным хранением образующихся радиоактивных отходов в хранилищах на промплощадке АЭС.

Продолжительность фазы 5 – 6 лет.

2-я фаза – сохранение блока под наблюдением (продолжительность фазы определяется проектом и может колебаться от 30 до 100 лет):

- эксплуатация зданий, сооружений и оборудования, обеспечивающая режим сохранения под наблюдением;
- радиационный контроль и мониторинг промплощадки и окружающей среды.
 - 3-я фаза – ликвидация блока как радиационно-опасного объекта (продолжительность этой фазы 5 – 6 лет):
- полный демонтаж локализованного оборудования;

- перевод зданий и сооружений блока АЭС в состояние «не радиационный объект»;
- переработка и вывоз всех РАО в региональный могильник на захоронение;
- рекультивация освободившейся территории промплощадки. В настоящее время концерном «Росэнергоатом» разработаны и направлены в Госатомнадзор России программы по подготовке и выводу из эксплуатации для блоков № 1, 2, 3, 4 Нововоронежской АЭС, блоков № 1, 2 Кольской АЭС, блоков № 1, 2, 3, 4 Билибинской АЭС, блоков первой очереди Ленинградской АЭС, блока № 1 Курской АЭС;
- разработаны технико-экономическое обоснование стоимости вывода из эксплуатации основных типов АЭС и расчет-обоснование «Специальный фонд для покрытия расходов по выводу из эксплуатации блоков АЭС»;
- разработан проект по обращению с демонтированным оборудованием;
- создан банк данных существующих технологий для применения на АЭС;
- определена структура и содержание проекта вывода блока АЭС из эксплуатации;
- разработан рабочий проект металлобетонного контейнера для длительного хранения и транспортирования ОЯТ РБМК;
- в необходимом объеме выполнено комплексное инженерно-радиационное обследование;
- разработана техническая документация и выполнен частичный демонтаж оборудования в реакторном отделении и машзале блока № 1 НВАЭС;
- выполнено перепрофилирование части помещений блока № 1 НВАЭС для хранения переработанных РАО;
- осуществляется вывоз фрагментированных ОТВС с блоков № 1, 2 НВАЭС;
- выполнена разработка и изготовлено оборудование для очистки вод бассейнов выдержки ОЯТ блоков № 1, 2 Белоярской АЭС;
- выполнена разработка и изготовлены чехлы для хранения ОТВС в бассейнах выдержки Белоярской АЭС;
- разработан рабочий проект по герметизации реактора блока № 1 Белоярской АЭС;
- разработаны технические предложения по обращению с реакторным графитом;
- разработан проект контейнера (ТУК-84) для хранения и транспортирования ОЯТ Белоярской АЭС.

В ближайшей перспективе предстоит выполнить следующие работы:

- разработка проектов вывода из эксплуатации блоков № 1, 2 Нововоронежской АЭС, блоков № 1, 2 Белоярской АЭС, Билибинской АЭС и других документов для получения лицензии на вывод из эксплуатации;

- разработка технологии обращения с графитом канальных реакторов; разработка робототехнических средств демонтажа оборудования и герметизации реакторного пространства;
- разработка и введение в действие необходимой нормативной документации, регламентирующей работы по подготовке и выводу из эксплуатации блоков АЭС;
- завершение вывоза фрагментированных ОТВС с блоков № 1, 2 НВАЭС;
- обеспечение безопасного хранения ОЯТ блоков № 1, 2 Белоярской АЭС, включая перепрофилирование помещений остановленных блоков для хранения компактированных РАО, создание зон локализации высокоактивного оборудования;
- совершенствование обращения с РАО и ОЯТ.

Обращение с отработавшим ядерным топливом.

Состояние дел по обращению с ОЯТ на АЭС по состоянию на 31.12.2001 г. было следующее [36]:

- на Ленинградской АЭС приреакторные БВ заполнены на 73,6 %. На станции ведутся работы по сооружению хранилища разделки и сухого хранения ОТВС;
- на Курской АЭС приреакторные БВ заполнены на 61,1 %. Проектный объем ХОЯТ заполнен на 81,1%. В отчетный период в ХОЯТ продолжались работы по переводу на уплотненное хранение ОТВС;
- на Смоленской АЭС приреакторные БВ заполнены на 70,2 %. Ведутся работы по вывозу ОТВС с блока № 3 в ХОЯТ, заполненность которого составляет 89 %;
- на Нововоронежской АЭС до 2001 года были приостановлены работы по транспортированию, комплектации и межблочным перевозкам свежего и отработавшего ядерного топлива, а также эксплуатации систем КГО твэлов ТВС на блоках №№ 3, 4 до устранения выявленных нарушений требований по ядерной и радиационной безопасности;
- на Билибинской АЭС из-за нерешенных вопросов, связанных с хранением ОЯТ, остаются также нерешенными вопросы изготовления и накопления пеналов для долговременного хранения ОТВС;
- на блоке № 3 Белоярской АЭС хранение герметичного ОЯТ производится в БВ с загрузкой твэлов в 35-местные чехлы. ОТВС с негерметичными твэлами дополнительно устанавливаются в специальные герметичные пеналы.

В табл. 7 приведены значения наличия ОЯТ на блоках АЭС (в БВ) и в ХОЯТ (на конец декабря 2001 г.) [36].

Таблица 7

Наименование АЭС	Проектная вместимость БВ Фактическое заполнение ТВС с ОЯТ, шт.						Примечание
	Блок 1	Блок 2	Блок 3	Блок 4	Блок 5	ХОЯТ	
Ленинградская	$\frac{2732}{2013}$	$\frac{2732}{1623}$	$\frac{2732}{2144}$	$\frac{2732}{1975}$	-	$\frac{24720}{24719}$	-
Курская	$\frac{2600}{858}$	$\frac{2600}{889}$	$\frac{2600}{1214}$	$\frac{2600}{1590}$	-	$\frac{29200}{23693}$	-
Смоленская	$\frac{4000}{1139}$	$\frac{4000}{1882}$	$\frac{4000}{2809}$	-	-	$\frac{13560}{10134}$	-
Калининская	$\frac{416}{186}$	$\frac{416}{186}$	-	-	-	-	-
Кольская	$\frac{616}{200}$	$\frac{637}{256}$	$\frac{662}{277}$	$\frac{662}{253}$	-	-	-
Балаковская	$\frac{391}{193}$	$\frac{391}{210}$	$\frac{391}{211}$	$\frac{612}{276}$	-	-	-
Билибинская	БВ-1 $\frac{2050}{1967}$	БВ-2 $\frac{2300}{2244}$	БВ-3 $\frac{2050}{591}$	-	-	-	-
Нововоронежская	$\frac{1050}{45}$	$\frac{300}{0}$	$\frac{653}{289}$	$\frac{677}{269}$	$\frac{306}{84}$	-	ОСХОТ $\frac{916}{316}$
Балаковская	$\frac{594}{0}$						

Ежегодно из активных зон эксплуатируемых реакторов выгружается около 750 тонн отработавшего ядерного топлива (ОЯТ).

Среди атомных станций, эксплуатирующих реакторные установки типа РБМК, наиболее напряженная ситуация с заполнением хранилищ ОЯТ сложилась на Ленинградской АЭС (табл. 8). В ближайшие годы проблему планируется решить за счет строительства нового хранилища и начала перевозок ОЯТ в пункты длительного хранения в новых транспортных упаковочных контейнерах (ТУК МБК-РБМК).

Таблица 8

Заполнение бассейнов выдержки и хранилищ ОЯТ на АЭС

Название АЭС	Бассейны выдержки			Хранилища ОЯТ		
	Проектная вместимость	Процент заполнения		Проектная вместимость	Процент заполнения	
		в 2000 г.	в 2001 г.		в 2000 г.	в 2001 г.
Ленинградская	10928	68,8	71,0	24720	96,5	99,9
Курская	10400	48,4	43,8	29200	76,3	81,2
Смоленская	12000	53,6	48,6	13 560	63,3	74,7
Калининская	832	41,7	44,7	—	-	-
Кольская	2577	47,8	38,3	—	—	—
Балаковская	1 785	46,7	49,9	—	—	-

Билибинская	6400	72,7	75,0	-	-	-
Нововоронежская	2986	25,8	23,3	—	-	-
Волгодонская	594	0	0	-	-	-

Среди выполненных в 2001 году работ по обращению с ОЯТ на атомных станциях следует отметить наиболее важные:

- • разработка рабочей документации контейнеров МБК для ОЯТ РБМК;
- • ТУК-104 вместимостью 57 ОТВС, предназначенного для длительного (50 лет) хранения и транспортирования ОЯТ с выдержкой 5 лет;
- • ТУК-109 вместимостью 72 ОТВС, предназначенного для длительного (50 лет) хранения и транспортирования ОЯТ с выдержкой 10 лет;
- • начало изготовления опытно-промышленных образцов ТУК-104 и ТУК-109 для обеспечения проведения в 2003 году полномасштабных испытаний;
- • разработка технического проекта ТУК-84, предназначенного для хранения и транспортирования ОЯТ реакторов АМБ остановленных блоков первой очереди Белоярской АЭС;
- • организация начала работы по перетариванию фрагментированного отработавшего ядерного топлива реакторов остановленных блоков первой очереди Нововоронежской АЭС для обеспечения его вывоза в 2002-2003 годах на ПО «Маяк»;
- • разработка и утверждение технического проекта комплекса контейнерного хранения ОЯТ на Курской АЭС;
- • организация начала работ по сооружению комплекса контейнерного хранения ОЯТ на Ленинградской АЭС.

ОЯТ реакторов ВВЭР и БН после предварительной выдержки в при-реакторных хранилищах, по истечении трех лет вывозится на ПО «Маяк» для переработки (ВВЭР-440 и БН-600) и на Красноярский горно-химический комбинат на длительное хранение (ВВЭР-1000) в централизованном хранилище. В настоящее время в хранилищах на АЭС содержится около 9800 тонн ОЯТ, в т. ч. около 8850 тонн ОЯТ РБМК. Количество ТВС, загруженных в ядерные реакторы АЭС России, представлено на диаграмме 2. Количество металлического урана в ТВС представлено в диаграмме 3.

Для обеспечения определенного «Программой развития атомной энергетики...» роста к 2010 году установленной мощности до 32 млн. кВт необходимо решить задачу обеспечения длительного хранения ОЯТ с отложенным решением по его переработке. Учитывая, что вместимость всех имеющихся хранилищ ОЯТ рассчитана на прием только 15000 тонн, необходимо уже к 2006 году решить задачу создания системы длительного хранения ОЯТ реакторов РБМК-1000 и ВВЭР-1000.

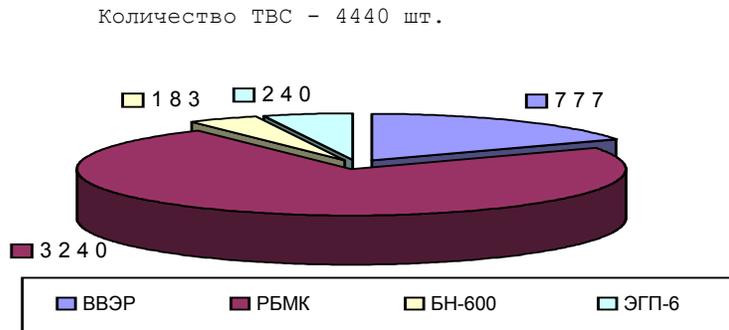


Диаграмма 2.Количество ТВС в ядерных реакторах.

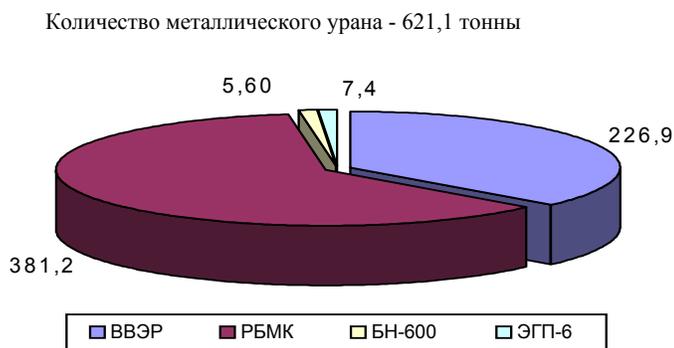


Диаграмма 3.Количество металлического урана в ТВС.

К этому моменту все имеющиеся хранилища ОЯТ реакторов этих типов будут заполнены, включая действующее централизованное хранилище ОЯТ ВВЭР-1000 на ГХК вместимостью 6000 тонн (с учетом приема ОЯТ АЭС стран СНГ и зарубежного ОЯТ после принятия в 2001 г. поправок к ФЗ «Об охране природной окружающей среды»). Основную долю в количестве накопленного ОЯТ (около 78 %) будет составлять ОЯТ реакторов РБМК. В соответствии с принятой Минатомом России «Концепцией обращения с отработавшим ядерным топливом» для ОЯТ реакторов РБМК и ВВЭР-1000 на период до 2020 года принята схема отложенного решения, которая предполагает:

- для ОЯТ ВВЭР-1000 – сооружение централизованного сухого хранилища на ГХК и длительное хранение с последующей переработкой на сооружаемом заводе по регенерации ОЯТ (РТ-2);
- для ОЯТ РБМК – создание на АЭС комплексов вывоза ОЯТ с атомных станций и промежуточных хранилищ контейнерного типа с использованием металлобетонных контейнеров (МБК),

вывоз всего ОЯТ в создаваемое централизованное сухое хранилище на площадке Красноярского ГХК, включая создание хранилищ контейнерного типа.

С целью выполнения работ по обращению с ОЯТ АЭС разработана и утверждена «Рабочая программа по обращению с отработавшим ядерным топливом на АЭС концерна «Росэнергоатом» на период 2002 – 2005 гг.». В программе определены основные направления в области обращения с ОЯТ и задачи по обеспечению безопасной эксплуатации энергоблоков и ввода новых мощностей. Приоритетными направлениями и первостепенными задачами являются выполнение комплекса работ по увеличению вместимости действующих хранилищ, создание комплексов контейнерного хранения на АЭС с РБМК, перевод ОЯТ с АМБ на безопасное сухое хранение в приреакторных БВ и принятие решения о заключительной стадии обращения с ОЯТ с АМБ и ЭГП.

К настоящему времени выполнена реконструкция ХОЯТ на Ленинградской и Курской АЭС, связанная с увеличением вместимости хранилищ соответственно в 2 и 1,67 раза. Выполнена реконструкция бассейнов выдержки энергоблоков № 1 и 2 Белоярской АЭС внедрена система очистки воды БВ и технология экранирования ОТВС.

Выполнена реконструкция бассейна выдержки БВ-3 Билибинской АЭС для увеличения вместимости в 2,2 раза. Планируется выполнить работы по уплотнению ХОЯТ Смоленской АЭС и внедрить унифицированную схему уплотненного хранения в приреакторных БВ на АЭС РБМК.

На НВАЭС внедрена технология подготовки и вывоза фрагментов ОТВС. Ведутся строительные работы на комплексах контейнерного хранения на Ленинградской и Курской АЭС. Начаты приемочные испытания металлобетонного контейнера. Начата разработка проекта сухого хранилища ОЯТ на ГХК.

Ввод пускового комплекса хранилища намечен на декабрь 2005 года. Выполнен комплекс НИ-ОКР по обоснованию безопасного и эффективного обращения с ОЯТ в связи с внедрением сухого хранения ОЯТ, а также уплотненного хранения в бассейнах выдержки, внедрением систем контроля состояния ОТВС и параметров безопасности систем хранения, внедрением технологии обращения с негерметичными ОТВС.

Отраслевыми научными институтами (ВНИИНМ, ВНИПИЭТ, ВНИИАЭС и др.) обоснованы сроки мокрого хранения ОЯТ РБМК (до 40 лет), определены условия сухого хранения ОЯТ РБМК в металлобетонных контейнерах. РНЦ ФЭИ постоянно проводит периодический анализ состояния ядерной безопасности в хранилищах ОЯТ АЭС. По оценке ФЭИ, на всех АЭС обеспечивается ядерная безопасность и во всех хранилищах, и при обращении и транспортировании ОЯТ.

На основании принятой концепции отложенного решения для ОЯТ ВВЭР-1000 необходимо при проектировании энергоблоков предусмотреть увеличение вместимости и количества бассейнов

выдержки для обеспечения хранения ОТВС до 10 лет и размещение БВ за пределами защитного контейнера.

Ниже приведены только некоторые инциденты, которые были зафиксированы на АЭС при обращении ОЯТ [25]:

- 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 по показаниям индивидуальных дозиметров типа КДТ-02 получили дозы внешнего облучения свыше дозового предела (6.32 бэр, 9.44 бэр, 13.47 бэр);
- 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 СТВС (свежих) в при расцеплении 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 с 1964 по 1979 год неоднократно происходили разрушения топливных сборок активной зоны на первом блоке. В 1977 году произошло расплавление половины топливных сборок активной зоны на втором блоке. Ремонт длился около года.
- Билибинская АЭС, 14.03.98 г. – при проведении плановых ремонтных работ по перегрузке ядерного топлива на блоке 4, находящемся в КТР, 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 превышения 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 по 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. на Ленинградской АЭС 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, Курской АЭС 20.02.98 г. 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» разрузочно-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 г. в ПТР-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 г. 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.

Обращение с радиоактивными отходами.

Коллегией Счетной палаты РФ от 14 декабря 2001 г. 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.

Информация о заполненности ХЖО и ХТО радиоактивных отходов на АЭС по состоянию на 31.12.2001 приведена в табл. 9, а скорость накопления РАО в табл. 10 [36].

Таблица 9

Наименование АЭС	Вместимость ХЖО, м ³	Количество ЖРО, м ³	Вместимость ХТО, м ³	Количество ТРО, м ³
Балаковская	3800	1905,0	18756,0	11437,0
Белоярская	6400	5088,0	22160,0	14496,6
Билибинская	1000	694,0	6330,02809,3	
Калининская	2940	2002,1	13975,1	2809,3
Кольская	8576	7082,0	19912,0	7271,0
Курская	63000	41020,0	31560,0	30139,0
Ленинградская	17020	11866,5	28600,0	25597,0
Нововоронежская	17891	7449,2	40414,0	36058,0
Ростовская	800	61,5	5003,2	3,5

Смоленская	19400	14511,0	15150,0	13512,4
------------	-------	---------	---------	---------

Таблица 10

Скорость накопления РАО их характеристики для разных типов АЭС

Вид отходов	ВВЭР-440	ВВЭР-1000	РБМК-1000
Кубовой остаток, поступающий в хранилище жидких отходов, м ³ /год	120-170	220-300	1000-1200
Среднее солесодержание кубового остатка, г/л	300-400	300-400	200-250
Общее количество солей, т/год	50	90	250
Удельная активность кубового остатка, Ки/л	5*10 ⁵	5*10 ⁵	5 *10 ⁵
Низкоактивные сорбенты, м ³ /год,	8,0	16,0	62,0
Удельная активность, Ки/кг	3*10 ⁻³	3*10 ⁻³	3*10 ⁻³
Высокоактивные сорбенты, м ³ /год	3,0	5,3	22,0
Удельная активность, Ки/кг	5 *10 ⁻²	5*10 ⁻²	5 *10 ⁻²
Перлит, м ³ /год	—	-	9,0
Удельная активность, Ки/кг	-	-	2*10 ⁻³
Твердые РАО, м ³ /год	200	300	400

В настоящий момент необходимо выделить пять этапов обращения с РАО и этап захоронения.

- 1) сбор, классификация, сортировка по виду, уровню активности, категории;
- 2) временное хранение в емкостях, бункерах;
- 3) кондиционирование:
 - концентрирование;
 - отверждение;
 - сжигание;
 - прессование;
 - дезактивация;
 - упаковка или контейнеризация
- 4) временное хранение:
 - в наземных сооружениях;
 - в приповерхностных сооружениях;
- 5) транспортировка:
 - формирование транспортных конвейеров;
 - перевозка;
 - разгрузка транспортных конвейеров
- 6) захоронение:
 - в геологических формациях;

- в приповерхностных сооружениях.

На первом этапе осуществляется сбор и сортировка жидких отходов по уровню активности, солесодержанию, наличию поверхностно-активных веществ. Твердые отходы также сортируются по уровню активности и, кроме того, на горючие, негорючие, металлические и другие группы в соответствии с дальнейшей переработкой или хранением.

Второй этап - временное хранение некондиционированных отходов на АЭС. Оно может быть обусловлено отсутствием установок по переработке или необходимостью снижения активности отходов за счет распада короткоживущих нуклидов.

Третий этап - кондиционирование отходов, т.е. перевод жидких и твердых отходов в форму, пригодную для хранения, транспортировки и захоронения. Критериями выбора способа кондиционирования являются: химическая, тепловая и радиационная устойчивость, взрывобезопасность, механическая прочность получаемого продукта, отсутствие газовой выделений, а также экономические показатели.

Кондиционирование жидких отходов — это концентрирование, отверждение концентратов, размещение продукта переработки в упаковки (бочки, контейнеры или другие емкости). Кондиционирование твердых отходов — это сжигание, прессование, дезактивация, нанесение защитных покрытий, размещение в упаковки (бочки, контейнеры и другая тара).

Четвертый этап - хранение кондиционированных отходов на площадке АЭС - необходимо для снижения активности отходов, но основная причина заключается в отсутствии региональных могильников.

Пятый этап - транспортировка отходов как на площадке АЭС, так и при захоронении отходов в могильнике.

Шестой этап - захоронение РАО - означает окончательное удаление отходов из сферы деятельности человека. Захоронение может осуществляться в приповерхностных, слабозаглубленных могильниках и в глубоких геологических формациях в зависимости от изотопного состава и других характеристик отходов.

В настоящее время ни одна АЭС РФ не имеет полного комплекта установок по кондиционированию РАО. На некоторых АЭС ЖРО перерабатываются на установках битумирования (Ленинградская и Калининская), или на установках глубокого упаривания (Калининская, Нововоронежская и Балаковская АЭС). Твердые РАО после сортировки прессуются на Белоярской, Кольской и Нововоронежской АЭС, а горючие — сжигаются на Белоярской, Кольской АЭС. На остальных АЭС ТРО хранят без переработки. Все установки по кондиционированию отходов - отечественного производства, требуют модернизации.

В настоящее время ведутся работы по обеспечению экологически безопасного захоронения РАО.

Отвержденные жидкие и твердые РАО низкого и среднего уровня активности в настоящее время хранятся в приповерхностных хранилищах. Отвержденные высокоактивные отходы, требующие контролируемого теплосъема, также выдерживаются в специально оборудованных приповерхностных хранилищах. В дальнейшем для окончательной надежной изоляции отвержденных высокоактивных отходов и не подлежащего переработке ОЯТ предусматривается их размещение в глубокозалегающих геологических формациях.

В ряде регионов России проводились исследования, связанные с созданием региональных могильников РАО. Выбор мест строительства могильников основывается на ряде принципов и требований к геологическим участкам. При выборе места кроме геологических условий учитываются развитие социальной среды, наличие скопления отходов, географические и сейсмические условия, наличие полезных ископаемых.

На основании проведенных исследований и анализа полученных данных для дальнейшей проработки были выбраны следующие участки

- площадка ПО «Маяк» для захоронения высоко- и среднеактивных отходов от переработки топливе завода РТ-1 в толще порфиритов;
- граниты Нижнекамского массива для захоронения высокоактивных отходов ГХК,
- отложения каменных солей в Астраханской области и в Башкортостане, отложения майкопских глин для создания региональных могильников захоронения отходов АЭС;
- район о-ва Новая Земля для захоронения отходов от деятельности атомных флотов
- участки в Саратовской и Ленинградской областях для захоронения отходов низкой и среднего уровня активности.

Наиболее полно геолого-разведочные работы проведены на ПО «Маяк», однако они еще не закончены. По всем остальным площадкам требуются серьезные геолого-разведочные работы по специальной программе.

Следует отметить, что на настоящий момент разработки потенциальных могильников выполнены до стадии технических предложений, технико-экономических исследований или технико-экономического обоснования с соответствующими заключениями. Согласно установленному порядку, технические проекты могильников будут направлены на государственную экологическую экспертизу.

Степень заполнения ХТО на АЭС в среднем составляет 70 % (без учета заполнения ХТО Волгодонской АЭС). Однако ХТО Курской АЭС заполнено практически полностью. ХТО Нововоронежской и Смоленской АЭС заполнены на 90 %.

Потребности АЭС в установках для переработки РАО представлены в табл. 11.

Таблица 11

Потребности АЭС в установках для переработки РАО

АЭС	Цементирование ЖРО	Прессование ТРО	Сжигание ТРО и ЖРО	Переплавка металла	Битумирование ЖРО	Остекловывание солевого плава
Балаковская	+	+	+	-	Есть	-
Белоярская	+	Есть (1)+ (2)	Есть	Есть	-	-
Калининская	+	+	+	-	Есть	-
Кольская	+	-	Есть	-	-	+
Курская	+	+	+	-	-	-
Нововоронеж-	+	+	+	+	-	+
Смоленская	+	+	+	-	-	-
Ленинградская	-	-	-	-	Есть	+

При существующей динамике накопления РАО в процессе эксплуатации АЭС и в условиях отсутствия их вывоза с площадок вместимость имеющихся на АЭС хранилищ может исчерпаться в среднем через 5–7 лет.

Очевидно, что эффективное решение проблемы обращения с РАО может осуществляться только в рамках государственной системы по обращению с радиоактивными отходами, которая предполагает комплексный подход, включая создание установок по переработке, наличие транспортных средств, пунктов хранения и захоронения отходов.

Высокая степень заполнения хранилищ ЖРО и рост затрат на их переработку и хранение выдвигает в качестве основной задачу по минимизации радиоактивных отходов на стадиях их образования и кондиционирования. Реализация планов организационно-технических мероприятий на АЭС позволила значительно сократить объемы поступления ЖРО.

Например, на Калининской АЭС объемы поступления трапных вод снизились с 50000 м³ в 1994 г. до 8832 м³ в 2001 г., а на Балаковской АЭС с 86000 м³ в 1993 г. до 19601 м³ в 2001г.

Одновременно с пуском энергоблока № 1 Ростовской АЭС осуществлено сооружение и прием в эксплуатацию установки цементирования. Для пяти действующих АЭС (Смоленская, Кольская, Ленинградская, Ростовская, Балаковская) разработаны и утверждены проекты комплексов по переработке РАО, и осуществляется их сооружение. Для остальных АЭС подобные проекты находятся в стадии разработки и согласования. «Рабочей программой по обращению с радиоактивными отходами атомных станций...» и последующими решениями определены оптимальные схемы обращения с РАО для всех действующих АЭС. Оснащение оборудованием комплекса перера-

ботки ЖРО для Кольской АЭС осуществляется в рамках трех проектов программы ТАСИС, общая сумма предполагаемого финансирования может составить до 10млн.\$.

Одной из перспективных технологий переработки жидких радиоактивных отходов является селективная очистка кубовых остатков от основных радионуклидов цезия и кобальта. В 2001 году принята в опытно-промышленную эксплуатацию установка ионоселективной очистки жидких радиоактивных отходов на базе первой в мире АЭС в г. Обнинске.

В декабре 2001 года на Смоленской АЭС проведены испытания опытной установки мембранной очистки ЖРО от радионуклидов. В настоящее время разработана технология переработки отработанных смол путем их глубокой дезактивации с очисткой и повторным использованием дезактивирующих растворов. Разработанная технология позволяет сократить объем в 300 – 500 раз в зависимости от исходной активности смол. Технология прошла стендовые и частично промышленные испытания на реальных смолах Калининской АЭС. В настоящее время ведется разработка конструкторской документации на установку производительностью 70 л/час.

В 2001 году изготовлена, испытана и сертифицирована опытная партия невозвратно-защитных железобетонных контейнеров НЗК-150-1,5П для длительного (50 лет) хранения в условиях АЭС и последующего захоронения низко- и среднеактивных отходов. Разрабатывается модернизированный НЗК под солевой плав.

Проводится комплекс НИОКР по совершенствованию технологий кондиционирования РАО, направленный на повышение эффективности фильтрации радиоактивных сред от взвешенных примесей. Внедрение малореагентных методов дезактивации оборудования, внедрение технологии переработки золы и др. Внедрение прогрессивных технологий, реализация концептуальных решений обращения с РАО и ОЯТ позволят обеспечить эксплуатацию энергоблоков с учетом возможного продления их сроков, а использование накопленного на Белоярской и Нововоронежской АЭС опыта, позволяет решить проблему вывода из эксплуатации энергоблоков АЭС после удаления с них отработавшего ядерного топлива.

Состояние работ по выводу из эксплуатации АЭС в Российской Федерации

На настоящий момент на территории Российской Федерации находятся в стадии снятия с эксплуатации следующие блоки атомных станций:

Ново-Воронежская АЭС	–	I блок	остановлен с 06.08.84 г.
		II блок	—»— с 29.08.90 г.
Белоярская АЭС	–	I блок	остановлен с 10.12.81 г.
		II блок	—»— с 10.09.89 г.

Методы демонтажа и дезактивации

Анализ разработок по технологии и практике демонтажа оборудования при выводе из эксплуатации блоков АЭС показывает, что системный подход является предпочтительным методом проектирования демонтажной технологии и есть актуальная необходимость в создании для этого проблемно-ориентированной системы.

В такой системе технологические решения принимают в среде действия факторов влияния, отметим основные из них:

1. Масштабы демонтажных работ определяют технологические принципы их производства в части используемых способов, методов, средств технологического оснащения, построения операций и технологического процесса в целом.

Исходя из массы оборудования (без учета оборудования внешних сооружений и коммуникаций) типовых блоков АЭС с канальными и корпусными реакторами и массы оборудования блоков 1-й очереди Белоярской и Нововоронежской АЭС объем предстоящих работ составит около 840 тыс. тонн (не учтены блоки с ЭГП Билибинской и БН-600 Белоярской АЭС) [8].

Основным вариантом вывода из эксплуатации блоков АЭС в сложившейся социально-экономической ситуации следует считать безопасное сохранение под наблюдением с окончательным демонтажем реактора после длительной выдержки (30 - 100 лет) в целях снижения активности его конструкций за счет естественного распада радионуклидов.

По данным программы подготовки и снятия с эксплуатации первых двух блоков Белоярской АЭС, утвержденной в 1996 г., распределение объемов демонтажа оборудования на этапах подготовки к выводу из эксплуатации, длительного сохранения и ликвидации блока составит 6100, 17900 и 6850 т соответственно. Ориентировочно такое же соотношение (1:3:1) объема работ по этапам характерно для других блоков АЭС.

Разработка технологии демонтажа оборудования (главным образом, реактора) для заключительного этапа вывода из эксплуатации в настоящее время не рассматривается.

Таким образом, в течение приблизительно 15 лет (при подготовке блока к длительному сохранению и в начальный срок этапа сохранения) будет демонтироваться оборудование, и для этого потребуются технологическое обеспечение. Всего на российских АЭС с канальными и корпусными реакторами на данных этапах должны быть обеспечены современной технологией работы по демонтажу около 650 тыс. т оборудования.

2. Условия размещения оборудования в значительной мере определяют технологию демонтажных работ. Формообразование помещений и зданий АЭС [9] было подчинено удобству и безопасности выполнения основного при ее эксплуатации технологического процесса, прочности и долго-

вечности, экономичности строительства, но не учитывало специфики демонтажа оборудования в последующем. Серьезные затруднения для выполнения демонтажных работ обусловлены наличием большого количества крупногабаритного оборудования.

Демонтируемое оборудование размещается в зданиях блока почти на всех строительных отметках. В результате при выводе из эксплуатации возникают потребности в объемных и сложных операциях перемещения демонтированного оборудования и/или его фрагментов к основным транспортным коридорам. Для этих операций требуются серьезные подготовительные работы по организации трасс перемещения и оснащения их необходимыми средствами перемещения.

3. Для различных видов конструкции установленного оборудования необходимо создание типовых технологических процессов демонтажа. С этих позиций основное оборудование можно условно разделить на следующие категории:

- реакторы корпусные и канальные;
- турбины и турбогенераторы;
- теплообменники (сосуды с развитой во внутреннем объеме трубной системой);
- баки, емкости с малоразвитой или отсутствующей системой внутренних металлоконструкций и труб, включая сепараторы, барботеры, деаэраторы;
- насосы, как правило, центробежные;
- трубопроводы (с арматурой);
- прочее оборудование (приводы, редукционные устройства, эжекторы и др.);
- металлоконструкции.

При этом в демонтажной технологии должны учитываться некоторые особенности конструкции оборудования:

- широкое применение коррозионно-стойкой стали, что ограничивает возможности механической и отчасти термической резки;
- недостаточная жесткость многих конструкций для применения механических способов резки;
- высокая плотность расположения внутренних элементов конструкций (в реакторах, теплообменниках и др.), труб в пучках трубопроводов, рядом стоящего оборудования в помещениях, затрудняющая применение средств технологического обеспечения и способов демонтажа;
- крупные массогабаритные параметры, что ограничивает выбор технологии фрагментирования и перемещения.

Необходимо учитывать в технологии демонтажа разнообразные способы установки оборудования, определяющие требования и ограничения в части условий выполнения рабочих операций и соблюдения безопасности работ.

4. Соблюдение радиационной безопасности для персонала, населения и окружающей среды является главным условием функционирования технологии демонтажа. Признано, что перенос радиоактивных веществ, сопровождающийся разрушением барьеров и созданием новых, является неизбежным следствием реализации технологических процессов при выводе из эксплуатации [6].

Помещения по мощности экспозиционной дозы с точки зрения пребывания в них персонала при выполнении работ условно разделены на четыре группы на основе действовавших ранее норм НРБ-76/87, мР/ч: четвертая группа — до 2,8, третья — 2,8—10, вторая — 10—50, первая — выше 50. Помещения четвертой группы относятся к помещениям постоянного пребывания персонала (по СП АС-88/93), третьей группы — ограниченного - при условии не превышения индивидуальной годовой дозы облучения персонала.

В помещениях второй группы для снижения мощности экспозиционной дозы требуется длительная выдержка или эффективная дезактивация, без выполнения таких условий должна применяться дистанционно управляемая техника. Такая техника — единственно возможное решение при проведении работ в помещениях первой группы [7].

Большая часть демонтируемого оборудования, как показывают диаграммы, расположена в помещениях третьей и второй групп, и при разработке технологии его демонтажа условие соблюдения радиационной безопасности для персонала, ведущего демонтажные работы, оказывает определяющее влияние. После введения НРБ-99 соблюдение этого условия стало еще более актуальным.

В то же время масса демонтируемого оборудования машинных залов блоков АЭС такая же, как и реакторных отделений, при этом на блоках с двухконтурной системой оборудование нерадиоактивное, с одноконтурной - низкорadioактивное. В целом доля массы радиоактивного оборудования на блоках АЭС составляет менее 30 % общей массы.

5. Технология демонтажа оборудования должна быть встроена в регламент, действующий на блоке при реализации этапов вывода из эксплуатации. В наибольшей степени это касается ее адаптации к обращению с радиоактивными отходами в части выполнения требований к радиационно-опасной продукции демонтажа, а также требований, связанных с размещением комплекса переработки и мест хранения отходов в случае использования для этих целей площадей выводимого из эксплуатации блока.

6. Опыт обращения с радиационно-опасным оборудованием, связанный с его техническим обслуживанием, ремонтом и заменой, должен учитываться при проектировании демонтажной технологии.

7. Граничные условия, определяемые временными, людскими, дозовыми, материальными и экономическими ресурсами, которые обслуживают проектирование технологии демонтажа оборуду-

дования, изготовление или приобретение средств технологического оснащения и функционирование технологии, существенно влияют на выбор решений уже на начальной стадии проектирования технологии демонтажа оборудования.

8. Общая схема разработки технологии демонтажа оборудования включает следующие стадии: техническое задание, технические предложения, проектный технологический процесс и рабочая технологическая документация. Эти стадии формируют последовательно технологическое пространство демонтажных работ в соответствии с программой, затем технико-экономическими исследованиями и/или технико-экономическим обоснованием и далее проектом вывода из эксплуатации. Схема отражает практику формирования иерархической структуры проектирования на основе стадийной и связанной с ней уровневой декомпозицией объекта проектирования.

Формирование пространства проектирования технологии демонтажа оборудования является изначально информационным процессом, включающим обработку сообщений (информации) среды, в которой выполняется проектирование, и среды, в которой будет функционировать технология. С информационной точки зрения процесс проектирования технологии демонтажа - последовательное преобразование в выходную информацию исходной информации об объекте воздействия и условиях функционирования технологии, общетехнических и технологических знаниях, известных данных разработки и практики применения демонтажной технологии в виде проектно-технологической документации заданной формы, состава и детализации.

Пространство проектирования существует объективно, в то же время его контуры и наполнение устанавливаются на основе субъективного подхода и компетенции специалистов-разработчиков демонтажной технологии. При достижении цели обработки информации используется инвариант обработки - смысл информации, заключенный в сообщении и пригодный для использования. Смысл и прагматизм информации оценивается специалистами-разработчиками технологии в соответствии с потребностями проектирования и ситуацией, в которой осуществляется проектирование и исполнение спроектированных работ.

При проектировании должны быть получены решения по факторам действия демонтажной технологии, В настоящее время перечень содержит 195 факторов и при необходимости может быть дополнен. Достаточность этого перечня - существенный фактор качества столь ответственной разработки, каковой является технология демонтажа радиационно-опасного оборудования. Укрупненными составляющими этой факторной среды являются способы демонтажа и перемещения, методы демонтажа, средства технологического оснащения, безопасность работ, подготовительные и вспомогательные работы.

Факторы информации, входящие в схемы отношений пространства проектирования, включают

в три группы, на которых базируются составляющие системы проектирования: база данных, системы граничных условий, условий безопасности, технологических знаний:

- исходное состояние среды действия и объектов воздействия демонтажной технологии с данными помещений, их оснащения системами энерго-, жизнеобеспечения и средствами перемещения, данными объектов воздействия, значимыми для технологии (перечень содержит в настоящее время 145 факторов);
- граничные условия и условия безопасности с требованиями к продукции демонтажа, факторами влияния и требованиями безопасности (перечень содержит в настоящее время 75 факторов);
- факторы знаний в области технологии демонтажа, включающие факторы оценки возможностей применения технологии для демонтажа, возможностей применяемой технологии демонтажа, сведения из практики демонтажа радиоактивного оборудования (перечень содержит 115 факторов).

Для методики проектирования, опирающейся на знания экспертов, предложен на уровне принципиальной схемы управляющий алгоритм проектирования с использованием внутренней и внешней по отношению к пространству проектирования факторной среды.

Для представления выходных параметров и характеристик демонтажной технологии предназначены три группы факторов:

- характеристики продукции демонтажа с данными о радиационном состоянии, виде материала, внешних признаках, массогабаритных параметрах, виде упаковки;
- характеристики сопутствующих (вторичных) отходов с указанием природы и интенсивности возникновения, агрегатного и радиационного состояния в исходном и конечном состоянии;
- показатели функционирования, абсолютные и относительные, характеризующие подготовительные и вспомогательные работы, сопутствующие применению технологии.

Для принятия решений предлагаются ранжируемые факторы-критерии.

1. Критерии принятия технологических решений, характеризующие на качественном и количественном уровне их техническую и экономическую реализуемость, приспособленность к условиям ведения работ, практику применения, безопасность и объемы сопутствующих подготовительных и вспомогательных работ.

2. Критерии выбора предпочтительного варианта технологического процесса, характеризующие его трудоемкость, дозовые, временные и экономические затраты, безопасность.

Проблемно-ориентированная система проектирования технологических процессов демонтажа оборудования блоков АЭС разрабатывается, используется и совершенствуется в течение продол-

жительного времени. В этот период выполнены технологические разработки по демонтажу реактора и тепломеханического оборудования 1-го блока Белоярской АЭС, типового блока ВВЭР-440, блока РВМК-1000. Эффективность применения системы возрастает по мере совершенствования и применения современной компьютерной поддержки.

Эффективное проектирование технологии демонтажа оборудования блоков АЭС, выводимых из эксплуатации, возможно в рамках проблемно-ориентированной системы, учитывающей действие факторов влияния среды их функционирования и современное состояние знаний. За основу проблемно-ориентированной системы целесообразно принять правила организации и пространство проектирования, сочетающие применение информационных и экспертных методов и формирующие алгоритм проектирования демонтажной технологии.

На основе опыта проведения ремонтно-восстановительных работ на ядерных реакторах выработаны общая идеология и подходы к созданию технологий и оборудования с учетом специфических условий таких объектов. При выборе метода демонтажа необходимо учитывать радиационную обстановку и трудоемкость работ. На выбор методов влияют и другие факторы. В том числе возможность физического доступа к месту выполнения технологической операции; возможность снижения мощности дозы дезактивацией или применением радиационной защиты; квалификационный уровень работ; организационные возможности перевода персонала, получившего дозу 3 бэр за квартал, на «чистые» работы в остальное время календарного года.

Методы демонтажа можно условно разделить на дистанционные, полудистанционные и обычные. Некоторые характеристики методов, используемых в процессе демонтажа ядерных реакторов приведены в табл. 12.

Таблица 12

Некоторые характеристики методов, используемых в процессе демонтажа ядерных реакторов [21]

Метод, техника	Область применения	Способ использования	Относительная стоимость	Краткая характеристика
Электродуговая резка	Все металлы (толщина до 90 см)	д	Высокая	Основан на использовании режущего действия низковольтной (большой силы тока) - электрической дуги, образующейся между вращающимся диском (ножом) пилы и материалом, подлежащим резке. Диаметр диска 760 - 1630 мм. Метод может применяться на воздухе и под водой.
Плазменно-дуговая резка	Все металлы (толщина до 15 см)	п, д, с	Высокая (стоимость системы для резки стали толщиной 10 см - 25000 дол)	Основан на использовании режущего действия электрической дуги постоянного тока, устанавливающейся в ионизированном газе для нержавеющей стали — аргон) между вольфрамовым электродом и любым проводящим материалом. Температура в струе плазмы 10000 - 27000 °С. Метод может применяться на воздухе и под водой.
Кислородно-ацетиленовая	Углеродистая сталь (толщина не ограничена)	п, д, с	Низкая (стоимость ручной горелки -	Широко применяется в промышленности. В качестве горючего, кроме ацетилена, используют пропан или водород. Для повышения

резка	цена)		3000 дол)	температуры пламени в горелку вводят порошок железа или смесь порошка железа с алюминием
Термитное копье	Все металлы (толщина не ограничена)	п	Низкая	Основан на использовании реакции, протекающей при сгорании термитной смеси (сталь, алюминий, магний) в кислороде на выходе из копья Температура 2250 - 5500 °С Типичные копыя имеют длину 3 м, диаметр 6 - 10 мм Метод может применяться на воздухе и под водой
Резка взрывом	Все металлы (толщина до 15 см)	д	Высокая/очень высокая	Основан на использовании разрушающей силы ударной волны, образующейся при направленном взрыве, который обеспечивается соответствующей (стропилообразной) формой устройства Взрывной заряд состоит из взрывчатого вещества (PDX или PETN)*, помещаемого в оболочку из свинца, алюминия, меди
Ножовки и гильотинные ножницы	Трубопроводы диаметром до 45 см, трубопроводы или штоки диаметром до 60 см, все металлы	п,д	Низкая (стоимость в зависимости от размера и типа 2000 - 4000 дол)	Оба механических метода широко используются в промышленности для резки металлов (особенно трубопроводов) из-за низкой эксплуатационной стоимости, высокой скорости резки и простого контроля за радиоактивным загрязнением (по сравнению с термическими методами)
Абразивная резка	Трубопроводы или штоки до 5 см (по хорде), трубопроводы или штоки до 20 см (по хорде), все металлы	п, с	Низкая (400-800 дол)	Резку проводят с помощью вращающегося шлифовального (абразивного) круга из порошков оксида алюминия или карбида кремния. В качестве связующего используют смолу. Для повышения прочности круги обычно усиливают стекловолокном
Циркулярная режущая машина	Трубопроводы диаметром до 6 м, толщиной стенок до 7,5 см, все металлы	п,д	Низкая (базовая-стоимость- 7000 дол)	Циркулярная режущая машина представляет собой самодвижущуюся циркулярную пилу, которая проводит резку в процессе своего движения по наружной поверхности объектов Используется, главным образом, для резки трубопроводов, в том числе большого диаметра

Примечания П — портативный (передвижной) вариант Д — дистанционно управляемое исполнение С — стационарный вариант * PDX — циклотриметилен тринитроамин (гексоген), PETN — тетранитропентаэритрит

Дистанционные методы требуются в тех случаях, когда персонал не может находиться непосредственно в зоне проведения работ из-за высокой радиационной опасности.

Полудистанционные методы целесообразно применять тогда, когда персонал может находиться в зоне работ только часть времени, необходимого для выполнения операций. В этом случае персонал проводит только установку механизма в зоне работ, а саму работу проводят дистанционно с помощью механизма (резка, сварка).

Обычные методы применяются тогда, когда персонал находится непосредственно в зоне проведения работ в течение всего времени, требующегося для выполнения операции.

При мощностях эквивалентной дозы 30 мбэр/ч и выше применимы только дистанционные методы. В диапазонах мощностей 2,8—30 мбэр/ч применяются полудистанционные методы. Обычные методы целесообразно применять до 2,8 мбэр/ч и только при небольшой трудоемкости работ. При трудоемкости работ выше 1000 чел.-ч необходимо уменьшать различными способами (дезактивация, введение радиационной защиты) мощность дозы до значений не выше 2,8 мбэр/ч или пе-

реходить на полудистанционную технологию, если нет возможности дальнейшего снижения мощности дозы.

При разработке основных технологических решений целесообразно проработать несколько вариантов технологии и организации работ и выбрать оптимальный. Эта сложная задача во многом определяет конечный успех.

Общими правилами для разработчиков технологических процессов должны являться анализ конструкции с точки зрения доступа и возможности выполнения технологических операций с применением простых механизмов как стандартизированных, так и специально разработанных. При этом необходимо проанализировать и проработать технологии и объемы подготовительных работ, обеспечивающих доступ для выполнения основной операции наиболее простыми приемами и оборудованием, а также оценить дозозатраты при выполнении работ по различным вариантам; проанализировать исходную радиационную обстановку и возможность ее улучшения дезактивацией или радиационной защитой. При этом следует помнить, что дезактивация дает эффект только при поверхностном загрязнении оборудования радионуклидами. Однако при ремонте оборудования часто приходится сталкиваться с наведенной активностью; дезактивация в этих случаях не дает результата.

Радиационная защита является наиболее простым и доступным способом снижения мощности дозы. При этом от персонала не требуется высокой квалификации, значительно упрощаются приемы демонтажных работ, конструкция оборудования и оснастки.

После выбора варианта проведения работ приступают к конструированию оборудования и оснастки. В зависимости от функционального назначения все оборудование и специальную оснастку можно разделить на классы: оборудование для механической и термической разделительной резки (труборезы, фаскорезы, устройства для сверления, фрезерования, приспособления для дистанционной и полудистанционной плазменной и электроконтактной резки), специальное сварочное оборудование (различные автоматы для сварки и приварки труб, других узлов); грузозахватное и такелажно-транспортное оборудование (захваты, автоматические и полуавтоматические строповочные устройства, подрывные устройства, кантователи, ловители); защитные средства и защитные транспортные контейнеры (специальные защитные кабины, различные виды локальных средств защиты, скафандры, контейнеры транспортные и т.п.); механизмы для разборки и ремонта резьбовых соединений (специальные ключи, гайковерты, шпиль-коверты, устройства для вытяжки шпилек, кондукторы и приспособления для восстановления и зачистки резьб); специальное агрегированное оборудование (манипуляторы, роботы, специальные защитные кабины с многофункциональным набором оборудования); контрольное оборудование и средства наблюдения (устройства и

приспособления для контроля, перископы, телевизионные средства наблюдения и т.п.); прочее оборудование и оснастка (вальцовки, специальный мерительный инструмент, заглушки, различные зачистные устройства и другая вспомогательная оснастка).

В настоящее время большинство ядерных реакторов, их оборудование не унифицированы. Поэтому оборудование и оснастка для проведения ремонтных и демонтажных работ в основном не являются универсальными. Однако не вызывает сомнения, что детали и узлы отдельных конструкций могут быть использованы в различных отраслях промышленности в рамках конверсионных программ.

Специфические условия проведения работ наложили определенные общие требования, которые следует учитывать при разработке оборудования для ремонтных и демонтажных работ на ядерных реакторах:

- минимально возможная загрязненность оборудования радионуклидами и его легкая дезактивируемость. Для этого применяют защитные покрытия оборудования легкодезактивируемых материалов; используют нержавеющие и коррозионно-стойкие материалы с чистыми обработанными (полированными) поверхностями или углеродистые стали с хромированием, никелированием поверхностей; в конструкции необходимо избегать по возможности глухих мест и зон, труднодоступных для дезактивации; применяют полиэтиленовые сильфоны, чехлы и другие защитные конструкции для винтовых пар, направляющих и других открытых движущихся узлов оборудования; надежно герметизируют редукторы, коробки передач и другие подобные узлы от попадания загрязнений во внутренние полости; легкое или автоматическое отсоединение рабочих органов и узлов оборудования, подверженных наиболее интенсивному радиоактивному загрязнению, от остального механизма, устройства;
- компоновочные решения механизма должны использовать массивные корпуса станины и другие узлы в качестве радиационной защиты оператора, когда в этом имеется необходимость;
- конструктивное решение узлов крепления, фиксации механизма в рабочем положении, обеспечивающее минимально возможное время пребывания персонала в грязной рабочей зоне;
- гарантированная возможность извлечения механизма из рабочей позиции в случаях отказа его в процессе работы (дублирование механических приводов ручными, ручной вывод режущего инструмента из зоны реза и т.п.);
- применение в гидравлических приводах в качестве рабочей среды воды, а не масла для реакторов всех систем, кроме реакторов с натриевым теплоносителем;
- применение материалов и комплектующих изделий, устойчивых к радиоактивному излучению с учетом дозовых нагрузок;

- гарантированная надежность работы оборудования независимо от того, предназначено ли оно для разового применения или кратковременной работы;
- обязательная проверка работоспособности механизма на макетах и стендах, имитирующих полную или разумно-частичную рабочую обстановку;
- поставка оборудования в комплекте со стендами-макетами в целях обязательной повторной проверки работоспособности перед использованием по прямому назначению и обучения персонала приемам работы на данном механизме;
- поставка оборудования в герметичных ящиках-контейнерах для обеспечения сохранности при длительных перерывах в работе и при транспортных операциях между складами и рабочей зоной.

Полные технические требования к конкретному механизму формируются при разработке технического задания на проектирование данного механизма, после проработки и выбора варианта проведения работ.

При снятии АЭС с эксплуатации требуется также проведение работ, связанных или с полным разрушением бетонных структур, главным образом защитных радиационных экранов, или с удалением поверхностного слоя этих структур, который может иметь высокую активность за счет активации или поверхностного загрязнения. Наиболее распространены следующие способы [21]:

- контролируемый взрыв;
- разрушение структур с помощью тяжелых (2 - 5 т) шаров;
- разрушение с использованием трамбовочных машин (- 600 ударов/мин);
- резка термитным факелом (температура 2000 - 5000 °С);
- раскалывание бетона с помощью расклинивающих устройств, применяемых для разрушения горных пород (имеются установки, где усилия раскалывания достигают 3,2 МН);
- разрушение, основанное на использовании эффекта расширения некоторых специально разработанных химических составов (вводимых в предварительно просверленные в бетоне гнезда в виде жидкой пасты), которое происходит при их затвердевании;
- распиливание, в основном, бетонных стен и пола дисковыми пилами;
- раскалывание бетона по заданному контуру, образованному практически сплошной «цепочкой» просверленных гнезд (толщина бетонных «перемычек» между соседними отверстиями меньше половины радиуса отверстия);
- использование бурильных молотков (пневматических перфораторов) для удаления локализованных секций бетонных и асфальтовых поверхностей (главным образом, полов);

- удаление радиоактивно загрязненных поверхностей бетона (толщина слоя до 5 см) без разрушения всей структуры с применением техники сверления (диаметр отверстий 2 - 3 см, глубина около 8 см) с последующим откалыванием слоев;
- использование различных типов скарификаторов (от лат. *scarfico* - царапаю) для удаления тонких (толщиной до 2,5 см) слоев радиоактивно загрязненного бетона.

Разработан метод разрушения бетонных структур, главным образом защитных радиационных экранов, основанный на использовании прямого нагрева железной арматуры бетона низковольтным (менее 50 В) электрическим током большой мощности, что приводит к ослаблению бетона и его растрескиванию. Образующиеся трещины дают возможность с помощью небольших механических усилий отделить радиоактивно загрязненные блоки бетона от остальной массы. При использовании этого метода по сравнению с обычными образуется примерно в 500 раз меньше загрязненной радиоактивностью пыли, уменьшаются шум и вибрация. По данным фирмы, разрабатывающей этот метод, затраты на его реализацию не превысят затрат на другие, обычные в практике методы. Исследуется технология этого процесса с применением дистанционных систем.

К настоящему времени в атомной энергетике разработаны и продолжают совершенствоваться различные типы автоматических систем и робототехники, которые широко используют в работах, связанных с осмотром, техническим обслуживанием, ремонтом и модернизацией оборудования в процессе эксплуатации предприятий. Применение этих систем при снятии АЭС с эксплуатации станет одним из важных путей уменьшения облучения персонала и радиоактивного загрязнения окружающей среды.

Методы дезактивации, используемые при техническом обслуживании, ремонте, а также снятии предприятий атомной промышленности с эксплуатации, обычно разделяют на три основные категории: химические, электрохимические и нехимические (или механические). Применительно к металлическим отходам, образующимся в процессе снятия предприятий с эксплуатации, разрабатывается также метод дезактивации, в основу которого положен процесс переплава.

Химические методы используются, главным образом, для дезактивации металлических поверхностей и основаны на растворении оксидных слоев, которые образуются на металлических поверхностях оборудования в процессе его эксплуатации и в которых накапливается основная часть радионуклидов. Выбор химического реагента зависит от многих факторов, в том числе от природы радиоактивного загрязнения, характера оксидного слоя (физической структуры, растворимости, химического состава), свойств основного конструкционного материала, планов дальнейшего использования оборудования (вопросы коррозии металла) и других факторов.

Химические методы дезактивации обычно подразделяют на две группы: «жесткие» методы, в которых используют реагенты с высокой (>1 % по массе) концентрацией, и «мягкие» — соответственно с низкой (<1 % по массе) концентрацией. Основные технологические требования к процессам химической дезактивации:

- высокая скорость процесса;
- высокая эффективность дезактивации (коэффициент дезактивации >20);
- низкая технологическая и остаточная коррозия оборудования;
- простота технологии обработки отходов;
- небольшие объемы отвержденных форм отходов.

Общий технологический принцип почти для всех процессов химической дезактивации - окисление металлов, входящих в состав поверхностного слоя, с последующим растворением окисленных форм металлов, как правило, в присутствии комплексообразователей. Некоторые обобщающие данные об этих двух группах методов химической дезактивации представлены в табл. 13 [21].

Таблица 13

Химические методы дезактивации

Процесс	Область применения	Основные преимущества	Основные ограничения
С использованием химических реагентов высокой концентрации («жесткие» методы)	Подсистемы ограниченного объема <ul style="list-style-type: none"> • компоненты, которые могут быть погружены в реакционные аппараты (вентили, насосы, различные инструменты и др.); • крупные объекты (транспортные контейнеры) путем циркуляции через них дезактивирующего раствора 	Относительно небольшая продолжительность процесса (время требуемого контакта); <ul style="list-style-type: none"> • высокий (обычно >10) коэффициент дезактивации; • высокие результаты, получаемые при дезактивации нержавеющей стали 	Большое количество химических реагентов, вводимых в процесс; большое количество отходов и возможные проблемы с их кондиционированием; возможные коррозионные повреждения конструкционных материалов, особенно в местах сварных швов; необходимость повторной циркуляции реагентов и промежуточных промывок водой между отдельными стадиями процессов
С использованием химических реагентов низкой концентрации («мягкие» методы)	Вся система контуров теплоносителя реакторов, вспомогательные контуры большого объема, обводные линии; <ul style="list-style-type: none"> • компоненты, которые могут быть погружены в реакционные аппараты; • поверхность ТВС; тяжеловодные системы 	Низкие скорости коррозии для материалов контуров теплоносителя; <ul style="list-style-type: none"> • относительно небольшое количество химических реагентов, вводимых в процесс, что облегчает обработку отходов; • возможность очистки (регенерации) дезактивирующих растворов в ходе процесса дезактивации с помощью ионообменных смол, • небольшое количество отходов (отработанных ионообменных смол); • возможность проведения более частой дезактивации (в процессе эксплуатации реакторов) 	Низкий коэффициент дезактивации (обычно <10) по сравнению с «жесткими» процессами при сравнимой продолжительности процессов; <ul style="list-style-type: none"> • необходимость, в ряде случаев, длительного времени циркуляции реагентов

В процессе химической дезактивации используют также различные химические соединения или смеси химических реагентов в виде гелей, пен или паст. Основное преимущество таких форм -

возможность их применения для обработки больших объемов на единицу массы, чем в случае жидких реагентов. Другое преимущество - небольшие объемы отходов и возможность взаимодействия реагентов с дезактивируемой поверхностью во времени. Недостатками являются более низкая эффективность дезактивации и возможные трудности при обработке образующихся отходов.

Один из вариантов химических методов дезактивации — использование удаляемых полимерных пленок. В составы для образования таких пленок (полиэтилен, казеин, поливинил-хлорид) вводятся различные дезактивирующие реагенты (кислоты, окислительно-восстановительные реагенты, комплексообразователи). Их можно наносить на дезактивируемую поверхность различными техническими средствами, в том числе в виде аэрозолей. После затвердевания образовавшиеся пленки с включенными в них радиоактивными загрязнениями удаляются. Основные преимущества использования этого метода - появление только твердых отходов, исключение диспергирования радиоактивности. Основные недостатки - возможность высокого облучения персонала (пленки обычно удаляются с поверхностей вручную), а также возможность радиолитического распада при длительном контакте пленки с радиоактивными компонентами. Коэффициент дезактивации изменяется от 1,7 (для кирпича) до 100 (в случае нержавеющей стали).

Дезактивация металлических поверхностей с использованием электрохимических процессов (иногда называемых электрополировкой) основана на анодном растворении поверхностного слоя металла, содержащего радиоактивное α -, β -, γ -загрязнение [21]. В качестве электролита обычно применяют фосфорную, а также серную или щавелевую кислоты. Изучалась также возможность использования щелочных электролитов (растворы солей NaNO_3 , $\text{Na}_3\text{BO}_3 \cdot 10\text{H}_2\text{O}$, $\text{Na}_2\text{C}_2\text{O}_4$ и NaF). В последнем случае электрохимический эффект несколько ниже, чем для фосфорной кислоты, однако метод более благоприятен с точки зрения последующей очистки электролита от радиоактивного загрязнения. Типичные условия для применения фосфорной кислоты: концентрация 40—80 % по массе, электродный потенциал 8—12 В, плотность тока 5—50 А/дм², температура электролита 48—80 °С. Процесс в основном реализуется в условиях стационарных установок, однако в последнее время разработана техника, которая позволит использовать его непосредственно на месте для дезактивации наружной поверхности крупных объектов, а также внутренней поверхности резервуаров, трубопроводов, перчаточных боксов и других объектов. Процесс характеризуют высокая скорость, высокая эффективность дезактивации, низкие объемы отходов (при использовании методов очистки электролитов и возврата их в цикл), возможность получения гладких поверхностей, возможность реализации процесса в дистанционно управляемом варианте.

Нехимические (механические) методы дезактивации основаны на физическом удалении радиоактивных загрязнений с поверхности при помощи различных механических средств. Главный недоста-

ток этих методов — возможность образования большого количества пыли, аэрозолей, испарений, а также твердых и жидких отходов. Использование некоторых из этих методов связано также с вероятным облучением персонала. Механические методы дезактивации представлены в табл. 14 [21].

Таблица 14

Процесс	Область применения	Основные преимущества	Основные ограничения
Вакуумная очистка (влажная и сухая)	Для удаления радиоактивных загрязнений в виде твердых легкоудаляемых микро (макро) частиц с любых доступных поверхностей (в том числе полов, стен); для очистки перчаточных боксов, содержащих α -загрязнение	Простота, невысокие затраты; обращение с образующимися отходами не представляет большой сложности; отсутствие повреждений (эрозии) обрабатываемой поверхности	Низкая, как правило, степень очистки от радионуклидов; возможное диспергирование радионуклидов в виде аэрозолей; вероятно высокое облучение персонала
Очистка с помощью кистей, щеток, скребков	Для удаления неплотных (рыхлых) или растворимых слоев радиоактивных загрязнений	Простота, невысокие затраты; возможность использования органических моющих средств (детергентов) для удаления радиоактивно загрязненных масел и смазочных материалов	Возможное диспергирование радионуклидов; образование больших объемов отходов, подлежащих обработке; вероятно высокое облучение персонала (особенно рук)
Виброочистка, основанная на использовании очищающего действия вибрирующей абразивной среды, например металла	Для компонентов небольшого размера, особенно деталей со сложной конфигурацией (материалы — металл, резина, пластик, стекло и др.)	Возможность удаления, наряду с поверхностным радиоактивным загрязнением, слоев краски, ржавчины, накипи и др.; небольшие объемы вторичных отходов; высокая степень очистки от радионуклидов Многостороннее использование; возможность применения химических очищающих добавок или абразивов; метод можно легко адаптировать для дистанционного управления	Ограниченные размеры обрабатываемых объектов; непригодность для объектов с узкими пределами допусков (по размерам) аэрозолей
Обработка водо/паровой струей: давление до 3000—4000 МПа, скорость подачи 40—200 л/мин	Для очистки: внутренней поверхности трубопроводов и резервуаров, пола, стен; насосов, вентилях, клапанов и др.; транспортных контейнеров для ОЯТ	Возможность использования как в «мокрой», так и в «сухой» вариантах; высокий (200—300) коэффициент дезактивации	Большие объемы жидких отходов (при отсутствии рециркуляции); возможность значительной эрозии; образование загрязненных радионуклидами аэрозолей; опасность, связанная с использованием высокого давления
Абразивная очистка. Абразивы (песок, глинозем, карборунд, металл и др.) распыляются с помощью сжатого воздуха (давление 5 - 9 МПа), воды (давление 500 - 1000 МПа) или пара, подаваемых со скоростью около 350 м/с	Для очистки: металлов и пористых материалов (бетон и др.); внутренней поверхности резервуаров; наружной поверхности контейнеров ОЯТ	Возможность использования как в «мокрой», так и в «сухой» вариантах; высокий (200—300) коэффициент дезактивации	Возможность значительной локальной эрозии, особенно в сухом варианте процесса; образование загрязненных радионуклидами аэрозолей
Ультразвуковая очистка. Генераторы ВЧ-вибрации, пьезоэлектрические кристаллы или магнитострикционные резонаторы; интервал используемых частот 20 - 100 кГц, рабочая жидкость — вода с добавлением очищающих химических реагентов	Главным образом, для очистки: инструментов и деталей небольшого размера; фильтров; ТВС	Высокая эффективность (во времени); небольшие объемы вторичных отходов; высокая эффективность дезактивации; использование этого процесса не приводит к диспергированию радиоактивности	Ограниченные размеры обрабатываемых объектов; необходимость тщательного контроля за процессом; возможность коррозионно-эрозионного повреждения оборудования
Очистка с применением фреона-113. Основана на использовании механиче-	Метод особенно пригоден для очистки: электронного оборудова-	Высокая эффективность (во времени); хорошие технологические свойства (низкое поверхностное натяжение, низкая вязкость, не токсичен, коррозионно безопасен);	Необходимость наличия специального оборудования для обеспечения замкнутого цикла; ограничение размеров обрабатываемых объектов;

<p>ского воздействия (давление до 25 МПа) и (или) растворяющего действия фреона (в стадии разработки)</p> <p>Переплав. Основан на перераспределении радиоактивности за счет более высокой растворимости некоторых радионуклидов в шлаке, чем в металлическом расплаве</p>	<p>ния, гибких шлангов, кабелей, моторов от радиоактивных загрязнений, связанных с маслами, смазками и другими веществами, растворимыми в органических растворителях, одежды, инструментов, больших площадей поверхностей (пола, стен)</p> <p>Может быть использован для очистки от радиоактивных загрязнений металлических отходов с низким уровнем радиоактивности, которые нельзя дезактивировать другими методами</p>	<p>возможность возврата фреона в процесс; незначительное количество вторичных отходов</p> <p>Может быть использован как альтернатива удалению</p>	<p>относительно высокая стоимость фреонов; экологическая (антиозоновая) опасность</p> <p>Невозможность достижения полной очистки от радиоактивности (наведенная радиоактивность будет всегда оставаться иммобилизованной в рекристаллизованной (переплавленной) массе металла); необходимость системы для улавливания отходящих газов; высокая стоимость оборудования и потребляемой электроэнергии</p>
---	---	---	---

Белоярская АЭС

Энергоблоки с уран-графитовыми реакторами канального типа выведены из эксплуатации по причине исчерпания ресурса основного оборудования и несоответствия их современным требованиям правил безопасности и восстановлению не подлежат.

Блок № 1 выведен из эксплуатации в 1981 году. Из реактора выгружены полностью все ОТВС, ядерное топливо осталось в виде просыпей, распределенных в кладке реактора по многим локальным зонам. Количество просыпей не превышает 180 кг (определено по гамме-методике) и 130 кг (по нейтронному методу). На блоке остались в работе системы контроля за мощностью реактора, спецвентиляции и энергоснабжения.

Блок № 2 остановлен в сентябре 1989 года.

На Белоярской АЭС вода в бассейне-выдержки отработанного ядерного топлива (БВ-1,2) за длительное время хранения ОТВС (из-за потери герметичности части кассет имеет место прямой контакт урана с водой) практически превратилась в ЖРО с удельной активностью $1,2 \cdot 10^{-3}$ Ки/л, что серьезно снижало безопасность 1-ой очереди (блоки №№ 1,2) АЭС.

Для повышения безопасности хранения ОЯТ в БВ в апреле 2000 года был произведен ввод в опытную эксплуатацию системы очистки от наведенной активности воды БВ-1 и БВ-2. По результатам работы системы удельная активность воды снизилась на два порядка и составила $1,7 \cdot 10^{-5}$ Ки/л в БВ-1 и $1,8 \cdot 10^{-5}$ Ки/л в БВ-2. В результате работы системы очистки из БВ-1 было выведено 2440 Ки и из БВ-2 - 4480 Ки.

02.12.2001 г. вследствие естественного ухудшения состояния облицовки бассейнов выдержки, появилась течь БВ-2 величиной $1,1-1,4 \text{ м}^3$ 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, также допустимо полное опорожнение неплотного БВ;

ОТВС в БВ хранятся в кассетах в количестве 4990 шт., изготовленных из углеродистой стали и предполагающих «сухое» хранение. Ресурс облицовок БВ, изготовленных из углеродистой стали не установлен. В случае течи облицовок радиоактивные вещества могут попасть во внешнюю среду, так как проектом не предусмотрены дополнительные барьеры и локализирующие системы на пути распространения протечек.

Белоярская АЭС располагает следующими возможностями по хранению и переработке РАО.

Строительство ХСО-1 и ввода всех его частей в эксплуатацию осуществлялось поэтапно в 1968 г. Пристроенные (4шт+северный пристрой) в 1972, 1982 и 1984 годах отсеки ХСО-1 для слабоактивных отходов в настоящее время заполнены и закрыты. Северный пристрой для высокоактивных отходов объемом 160 м^3 еще не заполнен и используется для захоронения ТРО.

Общий объем ХСО-1 - 16000 м^3 . Отсеки пристроев ХСО-1, где хранятся сгораемые материалы не оснащены на сегодня системой пожаротушения.

- ХСО-2 предназначено для захоронения ТРО I, II и III групп и состоит из 3 отдельных блоков (хранилища кассет $V-1500 \text{ м}^3$, хранилища слабоактивных отходов $V-4800 \text{ м}^3$, хранилища фильтров-ловушек $V-250 \text{ м}^3$) и помещением для хранения слабоактивного оборудования $V-1690 \text{ м}^3$. Общий $V-9110 \text{ м}^3$.
- Хранилище кассет предназначено для захоронения кассет хранения ТВС 1-ой очереди Белоярской АЭС, а также несгораемых ТРО I и II групп.
- Хранилище слабоактивных отходов предназначено для хранения отходов I и II групп, включая сгораемые, и состоит из 9 отсеков $V-570 \text{ м}^3$, все отсеки оборудованы системой азотного пожаротушения,
- Хранилище фильтров-ловушек предназначено для захоронения фильтр-ловушек блока № 3 в специальных контейнерах, а также несгораемых ТРО III группы. Помещение для хранения слабоактивного оборудования предназначено для хранения оборудования с мощностью дозы гамма-излучения 100 мБэр/ч на расстоянии 10 см .
- Систем пожарной сигнализации, установки контрольно-измерительной аппаратуры для ХСО-1,2 проектами не предусматривалось и не имеется.

- В настоящее время находится в эксплуатации установка сжигания горючих отходов - УСТ-25 (акт приемки в эксплуатацию N 40-12/4 от 06.05.91 г.) и прекращено захоронение сгораемых перерабатываемых отходов в хранилище.
- Металлические ТРО перерабатываются на комплексе переработки металлических отходов.
- Мягкие ТРО перед захоронением прессуются на прессе "Брикет-1". Установками отверждения и хранилищами отвержденных битумированных отходов станция не располагает. В хранилищах сданных после 1973 г., скопилось много низкоактивных крупногабаритных твердых отходов: турбины, питательные насосы.

В заключении необходимо остановиться на проблеме разборки графитовых кладок с которой придется столкнуться при ВЭ энергоблоков №1,2 Белоярской АЭС.

Необходимо отметить сложность работ по демонтажу радиоактивного реакторного оборудования и конструкций, канальных уран-графитовых ядерных реакторов особенно необходимо остановиться на проблеме разборки графитовых кладок. Масса графита в реакторах составляет 1 - 2 тыс. т. Графит загрязнен радионуклидами ^{14}C и ^3H . Кроме того, в результате эксплуатационных инцидентов с разгерметизацией твэлов графитовая кладка локально может быть загрязнена ядерным топливом и продуктами его деления. Все это, естественно, осложняет проблему разборки графитовой кладки. В настоящее время еще нет практического опыта разборки графитовых кладок, а принятая концепция длительной выдержки остановленных реакторов не дает предпосылок активного развертывания работ по решению этой задачи.

Во Франции разработана оригинальная технология разборки графитовой кладки газографитовых двухцелевых реакторов G-2 и G-3. Объем, в котором располагается кладка, предлагается предварительно герметизировать, затем залить водой и с помощью водолазов вручную разобрать кладку на отдельные блоки, которые будут перевезены в одно из помещений станции, где установлена печь для сжигания. Французские специалисты считают, что радиоактивные выбросы от продуктов сгорания при сжигании 300 кг графита в 1 ч (производительность печи) значительно ниже допустимых экологических значений, что позволяет избежать трудоемкой предварительной очистки извлеченного графита.

Нововоронежская АЭС.

На остановленных энергоблоках Нововоронежской АЭС ведутся работы по радиационному обследованию оборудования и сооружений, отработке опытных технологий переработки РАО, дезактивации и демонтажу отдельного оборудования. ОЯТ полностью выгружено и хранится на АЭС, из-за проблем с транспортными контейнерами и отказа ПО «Маяк» от его приемки.

На энергоблоке № 1 в ноябре 1968 г. произошел отрыв теплового экрана ядерного реактора. Выброс радиоактивных в течение 29 и 30 ноября составил более 1000 Ки. Годовой выброс I^{131} был превышен в 30 раз, а Cs^{137} в 8 раз.

После аварии на энергоблоке № 1 была проведена реконструкция, при этом все внутрикорпусные устройства были демонтированы и заменены на новые, модернизированные. Тепловой экран, представляющий обечайку диаметром 3 м и высотой 3.5 м с толщиной стенки 30 мм, сделанный из аустенитной стали, был разрезан дистанционно на шесть сегментов по высоте и удален из корпуса после предварительной вырезки из нее шпоночных креплений. Все высокоактивные компоненты удалены из здания реактора и захоронены в специальном хранилище ТРАО. В процессе этой реконструкции проведен почти полный демонтаж реактора (за исключением его корпуса).

По исчерпанию проектного срока службы корпуса реактора (20 лет) в июле 1984 г. реактор I-ого блока был остановлен, ядерное топливо из активной зоны было выгружено в БВ, неработавшее оборудование блока частично законсервировано.

В апреле-июле 1987 г. для НИР по корпусной стали реакторов ВВЭР (48ТС) из корпуса реактора № 1 были вырезаны 9 сквозных темплетов для исследования радиационного охрупчивания материала корпуса реактора.

Приказом № 57 МАЭ СССР от 16.02.88 г. были определены первоочередные задачи на этапе снятия блока с эксплуатации до разработки проекта.

Энергоблок № 2 установленной мощностью 365 МВт (электрических) введен в эксплуатацию в декабре 1969 г. Проектный срок службы корпуса реактора 2-ого блока определен 30 лет.

В процессе ППР-90 по результатам исследования образцов металла корпуса реактора выявлена необходимость его отжига для обеспечения дальнейшей эксплуатации. Отжиг потребовал бы больших материальных, трудовых и финансовых затрат в течение 2-3 месяцев.

Кроме этого, при проведении эксплуатационного контроля металла обнаружено утончение стенок гибов главных паропроводов, что привело к значительному увеличению объема контроля паропроводов 2-ого блока, замене отдельных участков гибов и проведения расчета на самокомпенсацию и циклическую прочность паропроводов, на проведение которого необходимо было бы около 3 месяцев.

Учитывая вышеизложенное, а также то, что при эксплуатации 2-ого блока в течение 2-3 месяцев до намеченного Постановлением Совета Министров СССР срока вывода его из эксплуатации свежезагружаемое ядерное топливо не достигнет проектной глубины выгорания, приказом МАЭП СССР № 639 от 29.08.90 г., 2-ой энергоблок после ППР в работу введен не был.

В 1991 г. проведена опытная дезактивация ПГ- 6 1-ого блока, результаты которой позволили демонтировать ПГ с минимальными дозовыми нагрузками и использовать часть металла ПГ. Мощность излучения от трубчатки ПГ составляет величину 15-17 мкР/час.

В 1991 г. на Нововоронежской АЭС было создано специальное подразделение – технический отдел по снятию блоков с эксплуатации в количестве 10 человек.

В 1992–94 гг., исходя из положительных результатов по дезактивации ПГ-6 была запланирована еще 2-х ПГ, но работы так не были проведены из-за отсутствия финансирования.

В 1992–93 г.г. успешно проведена опытная дезактивация 4-х секций теплообменников промежуточного контура 2 блока с возможностью их дальнейшего использования. После совместного с ВНИИАЭС обследования дезактивированные ТО были установлены в машзале 5-го энергоблока в системе охлаждения генераторов.

В 1993-94 г.г. в утвержденный концерном «Росэнергоатом» план работ по снятию с эксплуатации 1-2 блоков Нововоронежской АЭС были включены работы по изготовлению 50 специальных гермопеналов для отправки ОЯТ, разделанного в защитной камере. Ввиду сложностей с решением вопроса финансирования, возникших у эксплуатирующей организации, полномасштабная реализация работ не проведена.

Был также разработан и утвержден общий перечень систем и оборудования, обеспечивающих безопасное хранение, транспортировку, комплектацию и отправку ОЯТ.

Системы в соответствии с Проектами 1-2 блоков находятся в исправном состоянии, имеется действующая эксплуатационная документация и аттестованный персонал по их обслуживанию.

В 1994 г. был разработан и утвержден «Регламент эксплуатации систем 1-2 блоков, обеспечивающих хранение, транспортировку отработавшего ядерного топлива и важных для безопасности». Регламент введен на НВАЭС в 1995 г., что позволило обеспечить новый более качественный уровень безопасности на выведенных из эксплуатации 1-ом и 2-ом блоках.

Решены вопросы продления ресурса транспортно-технологического и кранового оборудования, частично решен вопрос о продлении ресурса насосного оборудования.

На 1995-97 г.г. была запланирована отправка всего ядерного топлива с 1-2 блоков, что позволило бы перевести их в ядерно-безопасное состояние. Выделенного объема финансирования также оказалось не достаточным.

Радиационная обстановка при эксплуатации оставшихся в работе систем и оборудования, проведения работ по снятию блоков с эксплуатации контролируется штатной системой РК 1-2 блоков, проект которой был разработан вначале 60-х годов. В то время основу системы составили электронные ламповые приборы. Так как проект системы явился «пилотным», и к тому времени

опыт эксплуатации подобных систем на промышленных АЭС отсутствовал, то 40-50-% системы (практически весь радиационный контроль за жидкими средами) оказалось неработоспособным. В процессе эксплуатации данная часть проекта была демонтирована, и до настоящего времени контроль по жидким средам ведется лабораторными методами.

Кроме этого, установленная на 1-2 блоках система РК обладала избыточностью: 125 каналов измерения Р, 200 каналов измерения ИРГ, 18 каналов измерения аэрозолей, что требовало занятости значительного числа ремонтного и эксплуатационного персонала.

Но, несмотря на то, что ввиду отсутствия больших реконструктивных и демонтажных работ, связанных с конверсией и снятием с эксплуатации 1-2 блоков, оказалась, что дозовые нагрузки оперативного и ремонтного персонала ниже контрольных уровней, газовая активность практически отсутствует, а аэрозольная – на минимальном уровне, практически сразу после начала эксплуатации встал вопрос об оптимизации и техническом перевооружении системы РК 1-2 блоков НВАЭС.

В связи с отсутствием свободных объемов в ХТРО НВАЭС и для возможности переработки ЖРО, как на 1-2 блоках, так и на всей АЭС в целом, было принято решение о перепрофилировании части помещений реакторного отделения (РО) блоков № 1,2 под временные хранилища РАО (для контейнеров УГУ-500). Решение согласовано с органами государственного надзора. В настоящий момент ведутся проектные и практические работы по переводу отдельных помещений РО блоков № 1,2 под временные хранилища РАО.

Ниже представлена хроника развития работ по снятию с эксплуатации на Нововоронежской АЭС за несколько последних лет:

- **1998 г.** Госатомнадзор России предложил эксплуатирующей организации определить категорию этих блоков в соответствии со статьей 3 Федерального закона "Об использовании атомной энергии" и представить необходимые документы на получение лицензии на деятельность на указанных блоках согласно «Положению о лицензировании деятельности в области использования атомной энергии». Концерн "Росэнергоатом" готовит заявки на получение лицензий Госатомнадзора России для блоков 1, 2 Белоярской АЭС и блоков 1, 2 Нововоронежской АЭС.
- **1999 г.** На блоках 1 и 2 Нововоронежской АЭС на конец 1999 года завершён демонтаж тепломеханического оборудования турбоагрегатов. Начат демонтаж оборудования деаэрационной этажерки блока № 1. Выполнены работы по ликвидации площадки слабоактивных РАО в районе ХЖО - 1. В феврале 1999 года произведена отправка 210 ОТВС (7 чехлов) с 1-ого блока на ПО "Маяк" для переработки. На 31.12.99 г. количество ядерных материалов на 1-й очереди составило 272 единицы (49 ОТВС, 39 пеналов с ОТВС, 184 надставок). Госатомнадзором

России была проведена целевая инспекция по проверке технического состояния контейнеров и транспортных средств, участвующих в транспортировке ОЯТ на Нововоронежской АЭС. В результате инспекции выявлены нарушения норм и правил в области использования атомной энергии, выдано предписание на устранение замечаний (приостановлены работы по транспортировке, комплектации и межблочным перевозкам свежего и отработавшего ядерного топлива);

- **2000 г.** Работы на блоках первой очереди Нововоронежской АЭС в отчетный период проводились в соответствии с планами работ по выводу блоков 1 и 2 из эксплуатации. Работы по поддержанию в безопасном состоянии блоков 1 и 2 выполнялись в соответствии с технологическим регламентом эксплуатации 1, 2 блоков (систем, обеспечивающих хранение, транспортировку ОЯТ, систем, важных для безопасности)

На блоках первой очереди производились следующие работы:

- завершены работы по демонтажу турбоагрегатов блока № 1;
- выполнены демонтаж и разборка автотрансформатора АТ-3.
- велись работы по демонтажу электротехнического оборудования турбоагрегатов 2 и 3.

В рамках подготовительных работ к сохранению под наблюдением оборудования зданий и сооружений блоков №№ 1 и 2:

- произведена сборка реактора блока № 1;
- усилены плиты перекрытия в ЦЗ-2;
- выполнен капитальный ремонт крыши машинного зала.

Подготовлен и направлен в надзорные органы пакет документов для получения лицензии на снятие с эксплуатацию блоков № 1 и 2;

- **2001 г.** Для Нововоронежской АЭС (блоки 1 и 2) разработаны программы и проект вывода из эксплуатации блоков, которые направлены в концерн "Росэнергоатом" на утверждение. Ведутся работы по перегрузке ОЯТ из негерметичных пеналов в транспортные пеналы для отправки ОЯТ на переработку. На конец 2001 года в БВ блока № 1 находится 4 отработавших ТВС и 40 пеналов с ОТВС, в горячей камере находится пенал с одной разделанной ОТВС.

Вывод исследовательских ядерных установок из эксплуатации

Исследовательские ядерные установки (ИЯУ) играют важную роль в развитии ядерной энергетики и вопросах обеспечения безопасности ядерных установок. Без проведения широкой программы фундаментальных и прикладных исследований на ИЯУ невозможно обоснование безопасности объектов ядерной энергетики.

Как все объекты использования атомной энергии, ИЯУ представляют собой источник ядерной и радиационной опасности. Несмотря на более низкие мощности и, соответственно, меньшие количества радиоактивных веществ, образующихся при эксплуатации ИЯУ, их потенциальная опасность для населения и окружающей среды все же велика в силу ряда специфических особенностей, например, таких как:

- • высокая частота переходных режимов при работе (пуски, остановки, изменения мощности в широком диапазоне, динамические эксперименты), при которых чаще всего и происходят нарушения в работе ИЯУ;
- • частые перегрузки активных зон и постоянное перемещение облученных изделий (на исследования, в бассейны выдержки, на длительное хранение, на утилизацию и т.д.);
- • высокая цикличность нагрузок на основное оборудование активных зон и первого контура, вследствие большого количества малых по продолжительности кампаний;
- • высокая плотность нейтронного потока в активных зонах исследовательских реакторов, приводящая к быстрому набору предельного флюенса на элементы активных зон и повышению вероятности их отказов;
- • наличие высокообогащенного топлива обостряет проблему нераспространения ядерных материалов и требует эффективных систем их учета и физической защиты;
- • оснащённость экспериментальными устройствами и связанные с ними особенности эксплуатации;
- • меньшее, чем у энергетических реакторов, количество физических барьеров, препятствующих распространению продуктов деления, особенно у бассейновых исследовательских реакторов и критических сборок;
- расположение ИЯУ в крупных городах с многомиллионным населением среди городской застройки.

На территории бывшего Советского Союза эксплуатируется 112 исследовательских ядерных установок (ИЯУ), расположенных, как правило, на территории таких крупных городов, в том числе и в г.Москве.

11 марта 1991 года Президиумом Моссовета было принято "О прекращении эксплуатации ядерных реакторов в г. Москве" за № 46, вынесенное тогда на основании заключения Межведомственной комиссии, обследовавшей работу московских ядерных реакторов в 1990 году. Но разработанные комиссией мероприятия по улучшению положения по данному вопросу были проигнорированы, либо сорваны владельцами установок [22,23,34,30].

Большинство исследовательских реакторов, критических и подкритических стенов было построено и эксплуатируются с конца 50-х - начала 60-х годов и отличаются как разнообразием типов, так и значительным интервалом мощности (от нескольких ватт до 100 МВт).

В отношении потенциальной опасности, которую они представляют, вышеназванные установки можно разделить на следующие основные группы:

- 1-я группа - исследовательские реакторы (испытательные) мощностью до 100 МВт, для которых возможны запроектные аварии по всем уровням Международной Шкалы Событий. Реакторы этой группы предназначены главным образом для испытаний материалов и оборудования для атомной энергетики;
- 2-я группа - исследовательские реакторы мощностью до 20 МВт., предназначенные для учебных целей, фундаментальных физических исследований и производства радиоактивных изотопов;
- 3-я группа - исследовательские реакторы мощностью до 1 МВт., критические и подкритические стеноды практически нулевой мощности, не требующие систем принудительного аварийного расхолаживания активной зоны. К этой же группе могут быть отнесены импульсные реакторы.

При этом максимальный объем требований по безопасности, содержащихся в нормах и правилах, безусловно соответствует 1-ой и 2-ой группам реакторов вышеприведенной классификации.

Сокращение объема требований для 3-ей группы ИЯР возможно только с учетом их свойств самозащищенности и на основе конкретных обоснований безопасности, представляемых их владельцами для проведения независимой экспертизы.

Как уже было сказано выше, большинство ИЯР Минатома России, РНЦ "Курчатовский институт" и других организаций были спроектированы и построены в 50-60 годах, когда еще не существовала в достаточном, с сегодняшней точки зрения, объеме нормативная база по ядерной и радиационной безопасности. В связи с этим, практически все реакторы в различной в той или иной степени не соответствуют современным требованиям норм и правил [21].

Всесторонний анализ проблем исследовательских реакторов России показывает, что необходимость использования ИЯУ для решения перспективных задач технологии топливного цикла, безопасности и эффективности атомной энергетики остается актуальной. Если учесть продолжающееся старение и сокращение количества действующих ИЯУ, то выполнение требуемого числа экспериментальных исследований приведет к увеличению интенсивности использования действующих установок при необходимости обязательного выполнении современных требований по безопасности их эксплуатации. Основная проблема обеспечения безопасности эксплуатации ныне действующих

ИЯУ связана с физическим и моральным износом их технических средств. Это, в первую очередь, относится к установкам, введенным в эксплуатацию в 1950-1970 г.г. (диаграмма 4 и 5), обновление материальной части которых в последнее десятилетие проводилось в недостаточной мере.

Причинами этого являются:

- прекращение производства на российских предприятиях оборудования, элементной базы систем и устройств, предусмотренных проектами установок 30-ти - 50-ти летней давности;
- значительное сокращение связей с предприятиями - поставщиками оборудования в проектной комплектации, оказавшимися за пределами России;
- длительные сроки пересмотра решений, заложенных в изначальный проект ИЯУ, для обоснования замены устаревшего оборудования новыми разработками или корректировки технических схем изменяемых систем в случае использования имеющихся образцов-аналогов, близких по своим характеристикам к заменяемым.

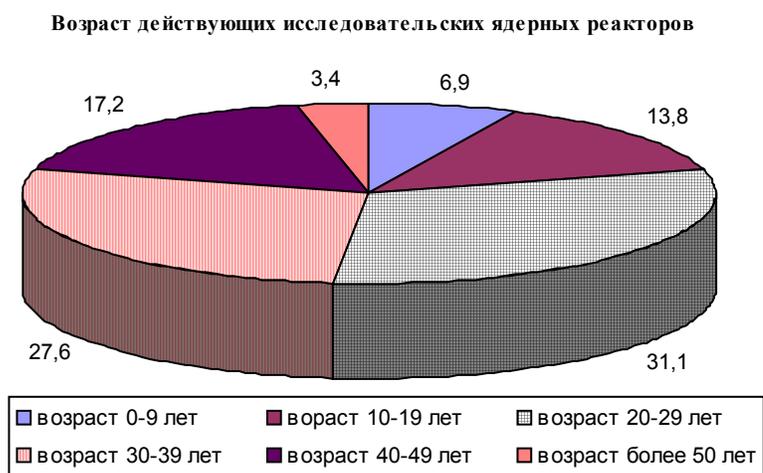


Диаграмма 4. Возраст действующих ИР

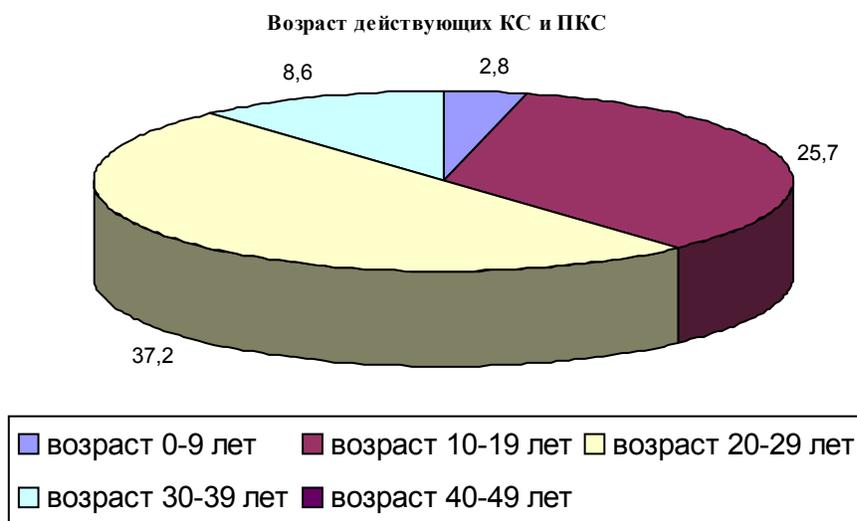


Диаграмма 5. Возраст действующих КС и ПКС

Разделение ИЯУ на действующие, находящиеся на консервации и выводимые из эксплуатации представлено в табл. 15.

Таблица 15

Разделение ИЯУ на действующие, находящиеся на консервации и выводимые из эксплуатации [22].

Наименование	Исследовательские ядерные установки				
	Всего	Действующие	Находящиеся на консервации	Выводимые из эксплуатации	Строящиеся
ИР	48	29	2	16	1
КС	48	29	16	3	
ПКС	16	6	8	2	
Итого	112	64	26	21	1

Таким образом, из 29 действующих ИР 50 % имеют возраст 30 лет и более. Аналогичная ситуация сложилась с критическими и подкритическими стендами (46 %). На данный момент продолжается строительство (начатое еще в 1976 г., т.е. в течение 26 лет) реакторной установки ПИК, которая при благоприятных финансовых условиях, как ожидается, может быть введена в эксплуатацию после 2002 г.

Табл. 16 дает представление о времени ввода в эксплуатацию и сроках проводимых реконструкций ИЯУ.

Таблица 16

Время ввода в эксплуатацию и сроки проводимых реконструкций ИЯУ.

Исследовательские реакторы мощностью свыше 20 МВт, предназначенные для физических исследований, учебных целей и производства радиоактивных изотопов [21].

Наименование установки	Предприятие-владелец	Место расположения	Год пуска	Мощность МВт	Примечание
1. ВК-50	НИИАР	Дмитровград	1965	220	
2. БОР-60	НИИАР	Дмитровград	1968	60	
3. МИР	НИИАР	Дмитровград	1966	100	Рек. 1975
4. СМ-3	НИИАР	Дмитровград	1961	100	Рек. 1993
5. БР-10	ФЭИ	Обнинск	1959	8	Рек. 1982

6. АМ-1	ФЭИ	Обнинск	1954	10	Рек. 1987
7. ИВВ-2М	НИКИЭТ	г. Заречный	1966	15	Рек.1976
8. МР	РНЦ К.И.	Москва	1963	40	ВЭ
9. 27/ВМ	ФЭИ	Обнинск	1956	70	ВЭ
10.27/ВТ	ФЭИ	Обнинск	1959	70	В.Э
11.Арбус	НИИАР	Дмитровград	1963	12	ВЭ

Исследовательские реакторы мощностью до 20МВт, предназначенные для физических исследований, учебных целей и производства радиоактивных изотопов [21]

1. РБТ- 10-1	НИИАР	Дмитровград	1982	10	Реконструирован в 1988 г
2. РБТ- 10-2	НИИАР	Дмитровград	1984	10	
3. РБТ-6	НИИАР	Дмитровград	1975	6	
4 . ИР-8	РНЦ К.И.	Москва	1957	8	Реконструирован 1981 г.
5. ТВР	ИТЭФ	Москва	1949	2.5	ВЭ
6. ВВР-3	РНЦ К.И.	Москва	1954	2	ВЭ
7. ТИБР-1М	НИИП	Лыткарино	1976	8кВт	В импульсе $1.7 \cdot 10^4$ кВт
8. БАРС-2	НИИП	Лыткарино	1971	2кВт	В импульсе $0.7 \cdot 10^5$ кВт ВЭ
9. БАРС-3	НИИП	Лыткарино	1992	2кВт	В импульсе $2.3 \cdot 10^4$ кВт ВЭ
10.БАРС-4	НИИП	Лыткарино	1984	2кВт	В импульсе $1.4 \cdot 10^5$ кВт ВЭ
11.ИРВ-1-М1	НИИП	Лыткарино	1975	2000кВт	Остановлен на реконструк
41.ИНН- 3М	НИИП	Лыткарино	1972	имп.	ВЭ

Исследовательские реакторы мощностью до 1 МВт, критические и подкритические стелды (3-я группа)

1. ИР-50	НИКИЭТ	Москва	1961	0.05	
----------	--------	--------	------	------	--

2. Ф-1	РНЦ К.И.	Москва	1946	0.024	
3. Аргус	РНЦ К.И.	Москва	1981	0.05	
4. Гидра	РНЦ К.И.	Москва	1972	имп.	
5. Гамма	РНЦ К.И.	Москва	1982	0.125	
6. ОР	РНЦ К.И.	Москва	1954	0.3	Реконструирован в 1983-1985
7. Ромашка	РНЦ К.И.	Москва	1964	0.04	ВЭ
8. У-3	ЦНИИ имени А.Н. Крылова	С.-Петербург	1964	0.05	Реконструкция в 1990 г.

Критические стенды

1. Макет	ИТЭФ	Москва	1976	100Вт	Реконструирован в 1983 г.
2. ФС-1М	ФЭИ	Обнинск	1970	2Вт	
3. СГО	ФЭИ	Обнинск	1969	100Вт	
4. Стрела	ФЭИ	Обнинск	1968	20Вт	Реконструирован в 1991 г.
5. ПС-2	ФЭИ	Обнинск	1966	200Вт	
6. Т-2	ФЭИ	Обнинск	1965	2Вт	
7. АМБФ-2	ФЭИ	Обнинск	1984	100Вт	
8. РФ-ГС	ФЭИ	Обнинск	1962	10Вт	Реконструирован 1984 г.
9. БР-1	ФЭИ	Обнинск	1955	50Вт	
10. Кобр	ФЭИ	Обнинск	1970	300Вт	
11. МАТР-2	ФЭИ	Обнинск	1963	400Вт	
12. ГРОТ-2	ФЭИ	Обнинск	1971	100Вт	Реконструирован в 1990 г.
13. В-1М	ФЭИ	Обнинск	1977	10Вт	
14. БФС-1	ФЭИ	Обнинск	1961	200Вт	Реконструирован в 1974 г.
15. БФС-2	ФЭИ	Обнинск	1969	1000Вт	Реконструирован в 1990 г.
16. К-1	ФЭИ	Обнинск	1989	10Вт	
17. УКС- 1М	ФЭИ	Обнинск	1985	10Вт	Реконструирован в 1989 г.
18. РБМК	РНЦ К.И.	Москва	1981	25Вт	
19. Маяк	РНЦ К.И.	Москва	1967	10Вт	ВЭ
20. СФ-1	РНЦ К.И.	Москва	1972	100Вт	
21. СФ-3	РНЦ К.И.	Москва	1979	100Вт	ВЭ
22. СФ-5	РНЦ К.И.	Москва	1972	100Вт	ВЭ
23. СФ-7	РНЦ К.И.	Москва	1975	100Вт	
24. Квант-	РНЦ К.И.	Москва	1990	1кВт	
25. Астра	РНЦ К.И.	Москва	1981	100Вт	
26. В-1000	РНЦ К.И.	Москва	1986	200Вт	
27. ФМ МР	РНЦ К.И.	Москва	1971	100Вт	
28. Грог	РНЦ К.И.	Москва	1980	100Вт	
29. П	РНЦ К.И.	Москва	1986	200Вт	
30. Эфир2М	РНЦ К.И.	Москва	1973	100Вт	

31. Дельта	РНЦ К.И.	Москва	1985	100Вт	
32. Нарцисс	РНЦ К.И.	Москва	1983	10Вт	
33. ФМ МИР М1	НИИАР	Димитровград	1966	5Вт	Реконструирован в 1991г.
34. ФМ СМ-2	НИИАР	Димитровград	1970	20Вт	Реконструирован в 1991г.
35. Г-1	ЦНИИ имени А.Н. Крылова	С.-Петербург	1964	200Вт	
36. Стенд-1	Машзавод	Электросталь	1966	2кВт	
37. Стенд-2	Машзавод	Электросталь	1969	2кВт	
38. Стенд-3	Машзавод	Электросталь	1967	2кВт	
39. Стенд-4	Машзавод	Электросталь	1967	500Вт	
40. Стенд-5	Машзавод	Электросталь	1967	500Вт	
41. УГ	РНЦ"К.И.	Москва	1965		На реконструкции
42. ФГ-5	ФЭИ	Обнинск	1967	100Вт	Остановлен.
43. Стенд-6	Машзавод	Электросталь	1968	50Вт	Остановлен.
44. Стенд-7	Машзавод	Электросталь	1979	700Вт	Остановлен.
45. МЭР	ЦНИИ имени А.Н. Крылова	С.-Петербург	1970	200Вт	Остановлен.

Подкритические стенды

1. ФС-2	НИКИЭТ	МГТУ	1972	0.1Вт	Реконструирован в 1978 г.
2. ФС-4	НИКИЭТ	МГТУ	1976	0.001Вт	
3. ФС-5	НИКИЭТ	МГТУ	1987	0.01Вт	
4. Гарантия-2	РНЦ К.И.	Москва	1991		
5. РМ-50	РНЦ К.И.	Москва			
6. Со-2М	ВНИИХТ	Москва	1976	10Вт	
7. Р-1	ЦНИИ им.Крылова	С.-Петербург	1992		

Примечание: Ведомственная принадлежность предприятий-владельцев ИЯР: Минатом России - НИКИЭТ, филиал НИКИЭТ, НИИАР, ИТЭФ, ФЭИ, ВНИИХТ, НИИП, Машиностроительный завод, ОКБМ, Россудостроение - ЦНИИ им.Крылова.

Количество ИЯУ в стране сокращается, а оставшиеся в эксплуатации нуждаются в серьезной государственной поддержке: есть реальная вероятность того, что в ближайшее десятилетие в целом ряде научных центров и организаций будут остановлены большинство ИЯУ.

На территории РНЦ «Курчатовский институт» находятся временные хранилища, сооруженные еще на начальном этапе деятельности института. На территории этих временных хранилищ РАО, занимающих площадь более двух гектар, расположены десять хранилищ. Складирование в них отходов осуществлялось с начала 50-х годов. Первоначально для складирования использовался естественный рельеф местности (овраг и его склоны). Бетонные сооружения для хранения РАО на территории стали строиться с 1955 года. Суммарная радиоактивность, накопленная в хранилищах

Центра, оценивается в 10^5 Ки. Объем твердых РАО (не считая загрязненного грунта) составляет около 1200 м^3 , а масса РАО в хранилищах оценивается в 2000 тонн. Следует отметить, что грунт на территории площадки временных хранилищ также имеет радиоактивные загрязнения. Для полной реабилитации территории хранилищ РАО предстоит удалить загрязненный грунт объемом порядка 40000 м^3 .

В первую очередь, это относится к ликвидации хранилищ РАО с вывозом отходов в НПО "Радон", к вывозу ОЯТ на комбинат "Маяк", к выводу из эксплуатации остановленных реакторов МР, ВВР-3, "Ромашка". Суммарные затраты равны 85 млн.\$, при длительности работы 7-8 лет.

В начале 1993 г. в РНЦ "Курчатовский институт" была разработана научно - техническая программа "Снятие с эксплуатации ядерных исследовательских реакторов и реабилитация территории временных хранилищ радиоактивных отходов (ВХРАО) на 1993 - 2000 гг.", направленная первому вице-Премьеру Правительства России О.Н. Сосковцу (исх. N 02/126 от 19.05.93 г.).

Правительство РФ рассмотрело программу и дало поручение Минэкономике РФ и Минатому РФ по ее учету при подготовке соответствующей Государственной программы. Первый заместитель Министра экономики С.И. Матеров в своем письме исх. N ИМ-318/35-294 от 08.07.93 г. сообщил, что программа отнесена к первоочередным важнейшим работам в рамках "Государственной программы РФ по обращению с радиоактивными отходами и отработавшими ядерными материалами, их утилизации и захоронению на период 1993-1995 гг. и на перспективу до 2000 г."

В 1994 г. Правительство РФ приняло Постановление N 805 от 06.07.94 г. "О первоочередных работах в области обращения с радиоактивными отходами и отработанными ядерными материалами на 1994 г."

В настоящее время в РНЦ "Курчатовский институт" в состоянии консервации находятся КС "Маяк" и подкритический стенд РБМК, КС, СФ-3 и СФ-5 (здание 106 Института ядерных реакторов (ИЯР), мишень РМ-50 Института сверхпроводимости и физики твердого тела (ИСФТТ); выведен из эксплуатации реактор МР Института реакторных технологий и материалов (ИРТМ).

Реактор МР был остановлен 10.12.92 г. и переведен в глубокое подкритическое состояние на основании Предписания N 8-92 МИЯРБ Госатомнадзора России "О приостановке эксплуатации технологического оборудования и трубопровода 1 контура реактора МР и петлевых установок". В настоящее время активная зона МР полностью разгружена. Рабочие и петлевые ТВС из зоны мокрого хранения (бассейн - хранилище реактора МР) перевезены в зону сухого хранения (хранилище зд. 109), Подготовлен новый регламент работы реактора МР в стояночном режиме.

Реактор ВВР-3 выведен из эксплуатации в связи с реконструкцией в соответствии с Приказом директора ИАЭ от 25.05.83 г. N 212. Ядерное топливо выгружено.

Приказом директора ИСФТТ утвержден "План мероприятий по временному выводу из эксплуатации размножающей мишени РМ-50 ускорительной установки "Факел". Акт вывода из эксплуатации N 110-21/175 от 21.10.93 г. Ядерное топливо сдано на хранение в отдел перевозок у хранения спецпродукции (ОПХСП). Активная зона РМ-50 демонтирована и сдана в отдел хранения специальной продукции (ОПХСП) 29.10.93 г.

На основании технического решения N 32-27/141 от 25.12.95 г. произведена выгрузка и сдача на склад ОПХСП активной зоны критстенда "Маяк" и твзлов (Протокол уч. N 32-27/43 от 04.04.96 г.).

Эксплуатация стендов СФ-3 и СФ-5 прекращена в январе 1993 г. Ядерное топливо и ИМИ выгружены в спецхранилища. Радиоактивных отходов нет. Предполагается вывод из эксплуатации СФ-3 при наличии финансирования работ. Ядерное топливо ИКС РБМК (ОЯБ) выгружено и передано в ОПХСП.

В перечне первоочередных работ во исполнение Постановления Правительства РФ N 805 предусмотрено выполнение ТЭО вывода из эксплуатации реактора МР и реабилитация территории временных хранилищ РАО. Указанным Постановлением Минатом РФ определен государственным заказчиком работ. По запросу Минатома РФ РНЦ "Курчатовский институт" подготовлены и отправлены контракты с приложением технических заданий и календарных планов на выполнение первого этапа указанных работ.

25 октября 1995 г. Правительство РФ приняло новое Постановление N 1030 по проблеме обращения с радиоактивными отходами. Во исполнение указанного Постановления между Минатомом (Государственный заказчик) и РНЦ "Курчатовский институт" заключен контракт N1.02.30.96 1101/182-И на 1996 г. Работы заканчиваются подготовкой исходных данных и заданием на проведение техники - экономического обоснования по снятию с эксплуатации реактора МР.

В объеме ТЭО будет обоснован выбор варианта снятия с эксплуатации реактора МР, разработана принципиальная технология демонтажных работ, количество радиоактивных отходов, финансовые и материальные затраты, условия безопасного проведения работ и др.

В настоящее время ведется работа по подготовке исходных данных для ТЭО снятия с эксплуатации реактора МР. По состоянию на 31.12..2002 г., выполнены следующие работы:

- реактор МР приведен в ядерно-безопасное состояние. Из реактора выгружено все ядерное топливо.
- с целью оценки интенсивности снижения мощности дозы за счет фактора времени было продолжено начатое в 1995 г. обследование дозиметрической обстановки во всех технологических помещениях МР (60 помещений) с составлением соответствующих карт, оценкой состава

излучения.

- выполнено описание реактора и систем с учетом их текущего состояния и необходимыми для ТЭО данными по оценке возможного количества и состава РАО.
- подобрана проектно - конструкторская документация по оборудованию и системам с учетом изменений, внесенных во время эксплуатации.
- разрабатывается установка для проведения опытных работ по дезактивации оборудования.
- проведена оценка требуемого объема временных хранилищ и предварительное согласование с Загорской станцией захоронения "Радон" транспортных комплектов.
- ведутся переговоры о проведении работ с НИКИМТ (технология демонтажа), ГСПИ (ТЭО, проект снятия с эксплуатации).

Руководством ИРГМ предполагается, что подача заявок на проведение работ по снятию с эксплуатации реактора ИР будет проводиться после разработки проекта и согласования с Госатомнадзором России этапов и видов работ, подлежащих лицензированию.

По утверждению руководства ИРТМ решение о снятии с эксплуатации реактора ИР будет оформлено в ближайшее время.

Работы по снятию с эксплуатации реактора МР будут проводиться по операционным технологическим картам, в которых кроме порядка выполнения работ, применяемого оборудования и оснастки, будут определены условия безопасного проведения работ (защитные экраны, дополнительная вентиляция, дозиметрическое сопровождение и т. д.). При необходимости будут готовиться отдельные документы по обеспечению требуемой безопасности для персонала, населения и окружающей среды, безопасного окончательного размещения радиоактивных отходов, дозиметрического контроля оборудования и материалов, возвращаемых для дальнейшего использования. Вопросы временного хранения и захоронения отходов будут рассматриваться в проекте снятия с эксплуатации реактора МР.

Отработавшее ядерное топливо сосредоточено в основном на территориях следующих организаций:

- РНЦ «Курчатовский институт»;
- ГНЦ РФ ФЭИ;
- ГНЦ РФ НИИАР;
- СФ НИКИЭТ;
- Филиала ГНЦ РФ НИФХИ.

Заполнение хранилищ ИЯУ отработавшим ядерным топливом представлено в табл.17.

Заполнение хранилищ ИЯУ отработавшим ядерным топливом
(по состоянию на 31. 12.2000 г.) [25,21]

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	МИР-М1	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 имеющихся на реакторных установках РНЦ "Курчатовский институт» хранилищах ОЯТ скопилось около 900 штук ОТВС общим весом порядка ~15 тонн, их суммарная активность по оценкам превышает $3 \cdot 10^6$ Ки. Нахождение в городской черте хранилища ОЯТ безусловно создает ситуацию, требующую тщательного анализа и контроля.

В ГНЦ РФ НИИАР (г.Дмитровград) накопилось большое количество высокоактивных металлических отходов с реактора ВК-50.

ЖРО среднего и низкого уровня активности с реакторных установок, радиохимических и материаловедческих лабораторий ГНЦ РФ НИИАР захораниваются в поглощающие пласти-

коллекторы, находящиеся на глубине 1000 м в пределах действующего полигона. Объемная активность их не превышает 10^{-5} Ки/л.

Для длительного хранения средне- и высокоактивных растворов и отработанных ионообменных смол удельной активностью до 2 Ки/л используются два хранилища РАО проектной вместимостью 13780 м³. Отходы собираются по подземной системе канализации, выполненной из нержавеющей труб, проложенных в железобетонных лотках, русла которых облицованы герметичными покрытиями из нержавеющей стали.

Не вывозятся на захоронение накопленные в НИИП Минатома России (г.Лыткарино Московская обл.) 30 т РАО, не решаются вопросы технологии регенерации ОЯТ выведенных из эксплуатации. Там же из-за проблем с финансированием приостановлены работы по нейтрализации радиоактивной жидкометаллической эвтектики (около 900 кг).

В ГНЦ РФ ФЭИ (г.Обнинск) ЖРО не отверждаются, конечный продукт их переработки – жидкий радиоактивный концентрат сливается во временные хранилища общей вместимостью 1225 м³ (накоплено 992 м³). В настоящее время заполненность этих хранилищ составляет 81 %. Сроки ввода в эксплуатацию установок отверждения ЖРО и сжигания ТРО были запланированы еще на 1996 г. и до сих пор не выполнены в связи с отсутствием финансирования. ТРО, как и ранее, загружаются в старые емкости, где в результате естественной усадки образуются свободные объемы. При общей проектной вместимости 36000 м³ заполнено 20200 м³ (56 %) с суммарной активностью 15124 Ки. Новые сооружения для хранения РАО не используются из-за недостаточной гидроизоляции.

В настоящий момент в процессе снятия с эксплуатации находятся 10 ИЯУ: ТВР (ГНЦ РФ ИТЭФ), ФГ-5, КОБР (ГНЦ РФ ФЭИ), БАРС-2, ТИБР-1М (НИИП); МР (РНЦ "Курчатовский институт"), АСТ-1 (ГНЦ РФ НИИАР), ФС-4, ФС-5 (НИКИЭТ), РГ-1М (НГМК).

Вывод ИЯУ осуществляется в соответствии с Правилами обеспечения безопасности при выводе из эксплуатации ИЯУ (НП-028-2001).

ИЯУ Т-2 (ГНЦ РФ ФЭИ), КС № 1 и № 6 (АО "Машиностроительный завод") выведены из эксплуатации. Минатомом России принято решение о выводе из эксплуатации реакторов АМ и БР-10 ГНЦ РФ ФЭИ, начиная с 2004 года.

Процесс вывода из эксплуатации установок идет медленно из-за недостаточного финансирования. Проводятся работы по поддержанию установок в режиме консервации и техническому обслуживанию.

Вывод из эксплуатации объектов ядерного топливного цикла

В табл. 18 представлен перечень предприятий ядерного топливного цикла.

Таблица 18

Промышленные предприятия ядерного топливного цикла России [25,26]

Наименование предприятия, его сокращенное название, 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 табл. 19 приведены научно-исследовательские организации, выполняющие технологические разработки, научные и материаловедческие исследования с использованием ядерных материалов.

Таблица 19

Перечень научно-исследовательских организаций, выполняющих технологические разработки, научные и материаловедческие исследования с использованием ядерных материалов [25,26].

№ п/п	Наименование организации и ее краткое обозначение	Год создания	Месторасположение
1	РНЦ «Курчатовский институт»	1943	г. Москва
2	Государственный научный центр «Всероссийский научно-исследовательский институт неорганических материалов им. академика А.А. Бочвара (ГНЦ ВНИИНМ)	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-энергетический институт» (ФЭИ)	1946	г. Обнинск
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

Анализ ядерной и радиационной безопасности предприятий ядерного топливного цикла

Сибирский химический комбинат — СХК (г.Северск, Томск-7) является крупнейшим в мировом масштабе предприятием по производству плутония, урана, трансурановых элементов.

Деятельность СХК сопровождалась образованием большого количества жидких и твердых РАО, газо-аэрозольных выбросов. Общее количество РАО, находящихся в поверхностных и подземных (геологических) хранилищах, оценивается как 1130 млн. Ки. Из них 900 млн. Ки или 40,3 млн. м³ захоронено в поглощающие геологические горизонты. В результате предшествующей деятельности СХК и ряда инцидентов в районе промзоны сформировался устойчивый повышенный фон радиоактивных загрязнений, требующий определенных ограничений природопользования.

В принятой в начальный период схеме обращения с ЖРО используются открытые хранилища отходов, которые представляют собой специальные гидротехнические сооружения: бассейны Б-1, Б-2, пульпохранилища ПХ-1, 2, бассейн Б-25, водохранилища 3, 4.

Данные контроля содержания радионуклидов в почвах санитарно-защитной зоны комбината показывают значения близкие к глобальным. Однако в районе расположения открытых хранилищ имеются серьезные загрязнения почвы. Их площадь – 10 кв. км, включая водоемы-хранилища.

Для снижения потенциальной опасности производств комбинатом планируются и выполняются работы по совершенствованию систем обеспечения и контроля ядерной и радиационной безопасности, технологических процессов и систем управления, проводится реконструкция очистных сооружений, консервация и ликвидация открытых хранилищ ЖРО.

На СХК установлен перечень возможных аварий, масштабы воздействия которых могут выйти за пределы промышленных площадок заводов комбината и требуют защиты как персонала, так и населения. Представляется необходимой реализация мер, направленных на повышение устойчивости функционирования соответствующей инфраструктуры населенных пунктов в районе расположения комбината и обеспечение радиационной защиты населения.

На Горно-химическом комбинате - ГХК (г. Железногорск, Красноярск-26) действует реакторное производство, радиохимический завод по переработке реакторного топлива, не подлежащего хранению, хранилище ОЯТ АЭС с реакторами ВВЭР-1000, цех переработки отходов.

Образовавшиеся жидкие РАО направлялись в открытые поверхностные хранилища, хранились в специальных сооружениях, захоранивались в глубокозалегающих поглощающих геологических горизонтах. Общее количество РАО, находящихся в поверхностных и подземных (геологических) хранилищах оценивается как 450 млн. Ки. Имеется 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. В настоящее время сбросы предприятия не превышают установленных норм.

На комбинате имеется возможность продолжения захоронения жидких РАО в глубокие поглощающие горизонты.

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 их 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.

За время работы радиохимического завода в емкостях-хранилищах накоплено 6700 м³ осадков пульп суммарной активностью более 100 млн. Ки.

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

Необходимо переработать пульпы, накопленные в емкостях-хранилищах (700 м³ осадков-пульп высокоактивных отходов суммарной активностью более одного миллиона Ки) и в открытых бассейнах (20000 м³ 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 ТРО.

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.

На ПО "Маяк" (г. Озерск, Челябинск-65) работают 2 реактора, завод переработки облученного ядерного топлива РТ-1, производства тепловыделяющих сборок, радиоактивных источников

и препаратов, технологические установки по переработке РАО. Строительство Южно-Уральской АЭС законсервировано.

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.

В 1991 г. была введена в эксплуатацию установка остеклования высокоактивных отходов. В 1997 г. установка была закрыта. Ведутся пуско-наладочные работы по пуску новой печи.

Район ПО "Маяк" характеризуется высокой степенью загрязнённости 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.

Первоочередными работами, 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.

Накопившиеся экономические проблемы носят федеральный характер.

Ввод в эксплуатацию Южно-Уральской АС позволил бы решить комплекс экологических, социально-политических и энергетических задач государственного и регионального масштаба, среди которых:

- утилизация накопленных запасов энергетического и оружейного плутония;
- отработка в промышленных масштабах всех звеньев замкнутого ядерного топливного цикла, в том числе утилизация радиоактивных отходов ядерного комплекса России;

- конверсия ядерных производств ПО "Маяк" и решение с учетом этого социально-экономических проблемы г. Озерск, в котором ПО "Маяк" является градообразующим предприятием;
- улучшение обеспечения электроэнергией дефицитной Челябинской энергосистемы.

При достаточном финансировании строительства пуск энергоблока №1 Южно-Уральской АЭС возможен в 2008 году.

В части обеспечения ядерной безопасности при производстве, хранении и транспортировании делящихся материалов на ПО «Маяк» имеются проблемы, требующие решений, в том числе централизованного финансирования. К ним можно отнести:

- Плановая замена оборудования типа "О" на оборудование типа "Б" и "ПКЗ" на заводах 235 и 20.
- Завершение строительства хранилища ОЯТ в зд. 801 А для приема ОЯТ ВМФ и ВВЭР-1000.
- Строительство модульного пристроя в комплексе хранилища 142 для хранения продуктов переработки ОЯТ, т.к. емкость реконструируемого хранилища 142 будет полностью исчерпана не позднее 2008 г.
- Организация специализированного складского помещения для поступающих контейнеров (типа АТ-316) с ядерными зарядами, предназначенными для утилизации, а также для временного хранения контейнеров типа АТ-400 с ядерными материалами, полученными при утилизации ядерных зарядов.
- Обновление парка специализированных вагонов (3 шт. модель 61-507), срок эксплуатации которых последовательно заканчивается в 2001-2003 гг.
- Модернизация мест приема (погрузки, выгрузки) большегрузных ТЗУ (на 24 контейнера) в отделе 7 и заводе 20.
- Доработка и замена приборов и методов ядерно-физического контроля параметров ядерной безопасности в связи с переходом завода 20 только на возвратный плутоний и регенерированный уран и изменением содержания в них соответственно америция-241 и урана-232.
- Разработка современных технических средств контроля содержания делящихся материалов в сбросных отходах химико-металлургического производства.

На всех трех комбинатах имеются проблемы с введением НРБ-99.

Полный объем затрат на выполнение этих мероприятий только по ПО "Маяк" составляет 1230,5 млн. руб. Из них самые дорогостоящие — это технические мероприятия, учитывающие проектирование, изготовление и монтаж дополнительной биологической защиты установок, камер и аппаратов, изготовление дистанционных устройств для загрузки ТРО, установок предварительной дезактивации оборудования и др.

Всего потребность финансирования для решения вышеперечисленных экологических проблем по ЯТЦ составляет 6850 млн. руб. до 2010 года.

Обращение с радиоактивными отходами на предприятиях ЯТЦ

Сегодня на предприятиях Минатома России в 105 пунктах хранения находится более 500 млн. м³ жидких радиоактивных отходов (ЖРО), суммарная альфа-активность которых оценивается в $1,9 \cdot 10^{16}$ Бк, а суммарная бета-активность - $7,3 \cdot 10^{11}$ Бк.

Твердые радиоактивные отходы (ТРО), суммарная альфа-активность которых составляет $6 \cdot 10^{15}$ Бк и бета-активность - $8,1 \cdot 10^{18}$, находятся в 274 пунктах хранения и составляют по массе около 180 млн. тонн [25].

Превалирующий вклад в образование радиоактивных отходов вносят предприятия ядерного топливного цикла. Основное количество РАО (99 % по активности) сосредоточено на предприятиях ПО «Маяк», Сибирском химическом комбинате и Горно-химическом комбинате.

Хранение жидких РАО, представляющих значительную потенциальную опасность для окружающей среды и населения, требует более тщательного учета этих отходов и контроля состояния мест их хранения. Пункты хранения ЖРО имеются на 32 предприятиях Минатома России. По оценкам предприятий, до 90 % объема ЖРО находится в хранилищах, не изолированных от окружающей среды. В настоящее время действующими являются 95 пунктов хранения ЖРО, из них 7 пунктов глубинного захоронения в геологических формациях. 8 пунктов выведены из эксплуатации или находятся в состоянии вывода (в контролируемом режиме), 2 пункта - в законсервированном состоянии. Распределение жидких радиоактивных отходов по пунктам хранения различных типов показывает, что:

- • 80,8 % объема всех ЖРО находится в специальных водоемах;
- • 9,5 % - в хвостохранилищах наливного типа;
- • 9,7 % - в изолированных от окружающей среды пунктах хранения.

Распределение ЖРО различных категорий по пунктам хранения, изолированным и не изолированным от окружающей среды, представлено в табл. 20.

Таблица 20

Распределение жидких РАО по пунктам хранения [26]

Показатель	Количество жидких РАО, всего		В том числе					
			Высокоактивные		Средне-активные		Низкоактивные	
	Млн. м ³	%	Млн. м ³	%	Млн. м ³	%	Млн. м ³	%
Минатом России, всего	515	100	0,035	0,01	12	2,2	503	97,8
В т.ч. в пунктах хранения: изолированных от окружающей среды	50	9,7	0,03	<0,01	10	1,9	40	7,7
не изолированных от окружающей среды	465	90,3	0,005	0,01	2	0,3	463	90,1

Таким образом, по объему основная часть отходов (около 98 %), находящихся в пунктах хранения ЖРО, относится к категории низкоактивных отходов и около 2 % - к среднеактивным. Высокоактивные отходы составляют менее 0,01 % общего количества ЖРО.

При суммарной активности ЖРО, равной $7,3 \cdot 10^{19}$ Бк, активность разных категорий составила:

- • низкоактивных отходов - $1,9 \cdot 10^{16}$ Бк (менее 0,04 % общей активности ЖРО);
- • среднеактивных отходов - $5,9 \cdot 10^{19}$ Бк (около 81 %)
- • высокоактивных отходов - $1,4 \cdot 10^{19}$ Бк (около 19 % общей активности ЖРО).

Важно отметить, что в хранилищах, не изолированных от окружающей среды, находятся в основном отходы низкой активности, а высоко- и среднеактивных отходов в этих хранилищах содержится не более 0,3 % от общего количества. Основная часть (как по количеству, так и по суммарной активности) высоко- и среднеактивных отходов сосредоточена в пунктах хранения, изолированных от окружающей среды.

В 97 пунктах приповерхностного хранения ЖРО сосредоточено около 465 млн. м³ жидких РАО общей активностью $2,5 \cdot 10^{19}$ Бк. Общая площадь, занимаемая ими, составляет 110,8 км².

В том числе:

- • на промплощадках - 85 пунктов общей площадью 5,1 км²;
- • в санитарно-защитной зоне - 12 пунктов площадью 105,7 км².

В приповерхностных хранилищах основная масса отходов (95 %) содержит как бета- и гамма-излучающие нуклиды, так и альфа-излучающие нуклиды без трансурановых элементов. Отходов, имеющих в своем составе трансурановые элементы, - 4,8 % от общего количества. Остальные

отходы (0.2 %) содержат в основном бета- и гамма-излучающие нуклиды при отсутствии или незначительных количествах альфа-излучающих нуклидов.

Анализ РАО, накопленных в приповерхностных пунктах хранения, показывает, что в целом около 60 % общей активности отходов находится в донных отложениях, а для среднеактивных и низкоактивных отходов этот показатель составляет более 90 %.

Влияние пунктов хранения ЖРО на окружающую среду оценивалось по наличию превышений установленных нормативов по уровню воздействия в соответствии с НРБ-99 для воды (УВ) в наблюдательных скважинах, расположенных в непосредственной близости от этих пунктов.

Превышения УВ в грунтовых водах были зафиксированы на 7 предприятиях:

- • ОАО «Приаргунское производственное горно-химическое объединение» (ОАО «ППГХО») в районе хвостохранилищ (по торию-230, полонию-210 и свинцу-210);
- ОАО «Машиностроительный завод» в районе хвостохранилища № 294А (по общей альфа-активности, пересчитанной на уран-235 и -238);
- ФГУП «Горно-химический комбинат» (ГХК) в районе объекта 353 г (по рутению-106 и суммарной бета-активности);
- • ФГУП «ПО «Маяк» в районе водоемов 9, 11, 17 (по тритию, кобальту-60 и стронцию-90);
- • Белоярская АЭС (по стронцию-90 и цезию-137);
- • Кольская АЭС в районе временного хранилища ЖРО (по цезию-137);
- • Нововоронежская АЭС в районе хранилища ЖРО (по кобальту-60).

Твердые радиоактивные отходы имеются на 39 предприятиях отрасли. Основное их количество представлено отходами горнодобывающих производств, забалансовыми рудами, спецодеждой, крупногабаритным и лабораторным оборудованием, тарой, малогабаритными металлоконструкциями, стройматериалами, загрязненным фунтом.

Количество ТРО, накопленное на пунктах хранения, составляет 177 млн. т (из них в отвалах - 158 млн. т). Некоторые ТРО трудно разделить по типам, т. к. они хранятся в емкостях в смешанном виде.

Суммарная альфа-активность ТРО достигает $6 \cdot 10^{15}$ Бк, бета-активность - $8,1 \cdot 10^{18}$ Бк.

Основная часть альфа-активных ТРО находится в:

- специализированных зданиях - $3,4 \cdot 10^{15}$ Бк;
- отвалах добычи урансодержащих руд - 10^{15} Бк;
- отработанных картах хвостохранилищ - 10^{15} Бк. Бета-активные ТРО сосредоточены в основном в специализированных зданиях.

Основное количество пунктов хранения изолированы от окружающей среды (191 пункт или 70 %), в то же время из 177 млн.т ТРО 166 млн. т находятся в хранилищах, не изолированных от окружающей среды.

В настоящее время из 274 пунктов хранения ТРО:

- 131 (48 %) - действующий;
- 110 (40 %) - выведено из эксплуатации;
- 33 (12 %) - законсервировано.

По месту расположения пункты распределились следующим образом:

- на промплощадках - 219 (80 %);
- в санитарно-защитной зоне - 51 (18 %);
- в зоне наблюдения - 4 (2 %).

Наибольшее количество пунктов хранения ТРО расположено на предприятиях ядерно-топливного цикла - 146, на АЭС - 46, на горнорудных предприятиях -31.

По массе твердых радиоактивных отходов (96,0 %) и занимаемым ими площадям (72,3 %) первенство принадлежит горнорудным предприятиям. Это отвалы добычи урансодержащих руд и забалансовых руд.

Низкоактивные отходы составляют по массе 99,5 % всех ТРО. Основное количество их находится в отвалах урансодержащих руд и забалансовых руд горнорудных предприятий.

Следует подчеркнуть, что практически 98 % от суммарной активности ТРО содержится в остеклованных высокоактивных отходах, хранящихся на ФГУП «ПО «Маяк».

Контроль за содержанием радионуклидов в подземных водах осуществляется посредством наблюдательных скважин, расположенных вокруг пунктов хранения ТРО. Незначительные превышения УВ наблюдаются в районах расположения пунктов хранения на 23 предприятиях.

На 21 предприятии отрасли эксплуатируются 30 установок переработки радиоактивных отходов. В их числе 20 установок цементирования, битумирования, остекловывания, кальцинации, упаривания, очистки сбросных вод, фракционирования ВАО, предназначенных для переработки ЖРО, и 10 установок для переработки ТРО - сжигания, прессования, плавления [26].

Объем переработанных ЖРО за время эксплуатации установок составил 148325 тыс. м³, в том числе по типам установок (тыс. м³):

- цементирования - 0,4;
- битумирования - 28,2;
- остекловывания - 12,5;
- кальцинации - 763,8;

- упаривания - 241,1;
- очистки сбросных вод - 135019;
- прочие типы установок (обессоливания, фракционирования ВАО) - 12260.

При переработке ЖРО на установках остекловывания (высокоактивные РАО), упаривания (среднеактивные РАО), очистки сбросных вод (низкоактивные РАО) происходит значительное сокращение объемов отходов. Принципиально новый подход осуществлен на установке фракционирования ВАО, введенной на ФГУП «ПО «Маяк» в 1996 г. При этом отдельные фракции радионуклидов после остекловывания используются для производства радиоизотопных источников или направляются на хранение, но в существенно меньших объемах, чем до переработки.

Количество переработанных твердых низкоактивных отходов составило 45,3 тыс. т (с активностью $6,7 \cdot 10^{12}$ Бк), из них по типам установок (тыс. т):

- сжигания - 0,3;
- прессования - 3;
- прочих типах установок (дезактивации, плавления) - 42.

Активность жидких РАО, переработанных за время эксплуатации установок, с указанием категории отходов, распределяется следующим образом:

- высокоактивных - 12,9 тыс. м³ с активностью $1,1 \cdot 10^{19}$ Бк;
- среднеактивных - 242,3 тыс. м³ с активностью $4,2 \cdot 10^{15}$ Бк;
- низкоактивных - 148,1 млн м³ с активностью $3 \cdot 10^{15}$ Бк.

Следует подчеркнуть, что темпы переработки радиоактивных отходов в целом по-прежнему остаются низкими, и это ведет к их накоплению. Исключением является переработка жидких высокоактивных отходов. Рост объемов накопленных отходов связан с отсутствием необходимых мощностей по их переработке, особенно в части твердых РАО.

Загрязненные радионуклидами территории (участки земель, водоемы) общей площадью 481,4 км² имеются на 25 предприятиях Минатома России. Из них загрязненные земли составляют 377 км² (78,3 %), а загрязненные водоемы - 104,4 км² (21,7 %).

Площади загрязненных радионуклидами территорий делятся по зонам нахождения следующим образом:

- на промлощадках - 63,6 км²;
- в санитарно-защитных зонах - 197,9 км²;
- в зоне наблюдения - 219,9 км².

Основная часть загрязненных территорий - 452 км², или 94 %, находится на ФГУП «ПО «Маяк».

Без учета ФГУП «ПО «Маяк» доля загрязненных территорий, расположенных за пределами промплощадок предприятий, составляет около 13 % всей площади загрязненных территорий. Наибольшие площади в санитарно-защитной зоне и зоне наблюдения имеют следующие предприятия: ОАО «ППГХО» (1318 тыс. м²), ГУП «Гидрометаллургический завод» (545 тыс. м²), ОАО «Машиностроительный завод» (378 тыс. м²), ОАО «Новосибирский завод химконцентратов» (198 тыс. м²), АО «Кирово-Чепецкий химический комбинат им. Б. П. Константинова» (587 тыс. м²), ФГУП «ГХК» (415 тыс. м²), Государственный научный центр Российской Федерации «Научно-исследовательский институт атомных реакторов» (236 тыс. м²).

Особенности вывода из эксплуатации промышленных реакторов.

В настоящее время остановлены и выводятся из эксплуатации сооружения и комплексы с десятью промышленными ядерными реакторами: три на СХК (И-1, ЭИ-2 и АДЭ-3), два на ГХ (АД, АДЭ-1) и пять на ПО "Маяк" (А, АИ, АВ-1, АВ-2, АВ-3) [26].

Промышленные реакторы первого и второго поколений были спроектированы без учета требований ремонтпригодности или имели очень низкие показатели этой характеристики. Это связано с тем, что предполагалось их эксплуатировать <10 лет. Фактически срок эксплуатации составил 30—40 лет. Лишь отдельные реакторы были остановлены и сняты с эксплуатации, не выработав проектного срока (табл. 21).

Период эксплуатации был продлен благодаря реконструкции и капитальному ремонту ядерных реакторов (табл. 22). При этом был накоплен опыт замены и ремонта радиационно-опасных узлов реактора, который весьма ценен при демонтаже ядерных реакторов.

В таблице приведены некоторые данные по промышленным реакторам.

Таблица 21

Предприятие, месторасположение	Реактор	Краткая характеристика	Год		
			Ввода	Остановки	Реконструкции
Комбинат «Маяк», г.Озерск	А	УГ	1948	1987	1963
	АВ-1	УГ	1949	1989	1973
	АВ-2	УГ	1951	1990	1972
	АВ-3	УГ	1952	1990	1975
	ОК-180	ТВК	1951	1965	-
	ОК-190	ТВК	1955	1965	1962
	ОК-190М	ТВК	1966	1986	-
Сибирский химкомбинат, г.Северск	И-1	УГК	1955	1989	1979
	ЭИ-2	УГКЦ	1957	1990	1967,1980
	ОК-140	УГКЦ	1961	1992	1967
	ОК-204	УГКЦ	1963	-	1967
	ОК-205	УГКЦ	1965	-	1969

Горно-химический комбинат, г. Железногорск	ОК-120	УГК	1958	1992	
	ОК-135	УГКЦ	1962	1993	1969
	ОК-206	УГКЦ	1964	-	1970

Обозначение: Уран-графитовый – УГ; Тяжеловодный корпусной – ТВК; Уран-графитовый каналный – УГК; Уран-графитовый каналный двухцелевой – УГКЦ.

Таблица 22

Общие характеристики демонтажных работ при реконструкции некоторых промышленных реакторов

Реактор	Год реконструкции	Длительность простоя, сутки	Характер выполненных демонтажных работ при реконструкции
ЭИ-2	1967	185	Демонтаж коммуникаций КИП (20 км трубок диаметром 8х1), трубопроводов первого контура (40 км трубок) диаметром 26х1), коллекторов, разгрузочных механизмов, арматуры первого контура и другого оборудования массой >500 т
	1980	>200	Ремонт графитовой кладки с кривизной по высоте до 400 мм. Ремонт заключается в разбурировании части графитовых колонн по всей высоте и восстановлении первоначальной кривизны за счет установки несъемных технологических клапанов с натяжителями технологических клапанов с натяжителями
ОК-140	1967	140	Демонтаж нижних групповых коллекторов, разгрузочных механизмов, системы охлаждения СУЗ общей массой 250 т. Расточка переходных деталей под каналные трубы увеличенного диаметра
ОК-204	1968	180	Демонтаж всей системы разгрузки реактора, технологических конструкций (подкасетных путей) реконструкция бункера и др.), демонтаж облицовок из аустенитной стали, всего ~850 т
ОК-190	1965		Демонтаж части узлов реактора с учетом их дальнейшего использования на реакторе ОК-190М общей массой ~60 т
АВ-3	1975	-	Демонтаж нижней части трактов технологических каналов и системы замера температуры

Работы по выводу из эксплуатации промышленных реакторов осуществляются в соответствии с проектной документацией.

На ПО "Маяк" проводится штатный контроль мощности экспозиционной дозы по высоте графитовой кладки в контрольных ячейках. Для проведения комплексного инженерного и радиационного обследования в 2001-2003 годах подготовлены договоры с головными институтами, предусматривающие обследование графитовых кладок.

ПО "Маяк" подготовлена программа обеспечения качества деятельности по выводу из эксплуатации остановленных уран-графитовых реакторов и разработан перечень систем, важных для безопасности остановленных реакторов на этапе длительной выдержки. Работы по выводу из эксплуатации промышленных реакторов ГХК и СХК проводятся в соответствии с проектной документацией, ведется необходимая техническая документация, проводятся работы по комплексному инженерному обследованию систем и конструкций.

На реакторном заводе СХК ведутся работы по приведению реакторов И-1, И-2 и АДЭ-3 в безопасное состояние.

На ГХК продолжается работа по демонтажу решетки схемы "Е" реактора АДЭ-1. Образовавшиеся в процессе демонтажа оборудования 56,7 т ТРО переданы в хранилище ГХК.

Кроме того, на предприятиях ядерного топливного цикла выводятся из эксплуатации [36]:

- участки комплекса ГНЦ ВНИИНМ, на которых проводились работы с использованием ядерных материалов;
- пункты хранения СХК (бассейны Б-1, Б-2), предназначенные для хранения среднеактивных отходов;
- стационарный объект ГУП «Гидрометаллургический завод», предназначенный для хранения радиоактивных отходов.

В 1999 г. Госатомнадзором России введен в действие нормативный документ «Правила обеспечения безопасности при выводе из эксплуатации промышленных реакторов» (НП-007-98), установивший принципы и требования безопасности при выводе из эксплуатации промышленных реакторов – ядерных установок, предназначенных для производства в полях нейтронного излучения новых ядерных материалов и радиоактивных веществ.

Разработанными проектами определены четыре этапа снятия промышленных реакторов:

этап 1 - плановая остановка и расхолаживание реактора, полная его разгрузка (продолжительность - до 6 месяцев).

этап 2 - подготовка реактора к длительной выдержке:

- удаление спецпродукции из БВ;
- проведение монтажа систем, обеспечивающих контроль за состоянием реактора и противопожарной безопасности;
- заглушение отверстий трубопроводов;
- инженерное обследование металлоконструкций и на их основе проведение соответствующих прочностных расчетов и выбора вариантов подкрепления несущих металлоконструкций, демонтаж конструкций для снятия нагрузок и т.д. (продолжительность - до 5 лет);

этап 3 - длительная выдержка в течение 30-50 лет, в процессе которой осуществляется наблюдение за состоянием реактора, функционируют системы дозиметрического контроля помещений и газовых выбросов, система контроля температуры графитовой кладки реактора и помещений, положения и состояния металлоконструкций и биологической защиты, уровня грунтовых вод;

этап 4 - завершающая стадия (продолжительность не определена).

К настоящему времени на всех остановленных реакторах завершены работы по первому

этапу и частично выполнены по второму.

Радиационная опасность остановленных реакторов обусловлена активацией быстрыми нейтронами металлоконструкций (с образованием радиоактивных нуклидов кобальта, железа и марганца), азота (с образованием радиоактивного нуклида C^{14}) и лития (с образованием трития).

Кроме того, в результате многочисленных аварий, имевших место при эксплуатации (А, АИ, АВ-1 и АВ-2), в графитовых кладках находится относительно большое количество продуктов деления урана, попавшего в графитовые кладки при сверлении разрушившихся тепловыделяющих элементов, частично - с образованием карбидов [36].

Особую опасность представляют углерод и тритий, которые могут активно участвовать во всех биологических процессах и практически не выводятся из организма.

Аварии и длительная эксплуатация этих реакторов привели к накоплению дефектов графитовых кладок (растрескивание, усадка и распухание блоков, искривление колонн).

Так, например, в реакторе А (ПО "Маяк") [36]:

- нарушена герметизация в 2 из 12 отсеков боковой защиты со стороны реактора;
- один из отсеков боковой защиты имеет продольную трещину;
- графитовая кладка искривлена, кривизна достигает 100 мм.

В реакторе АИ (ПО "Маяк"):

- графитовая кладка искривлена, кривизна достигает 75 мм;
- подавляющее большинство центральных ячеек имеют увеличенные размеры в результате обгорания, графитовые блоки имеют продольные и поперечные трещины и разрушения замковых соединений;
- в отдельных ячейках разрушены центральные блоки.

В реакторе АВ-3 (ПО "Маяк"):

- отсутствует герметизация в двух отсеках боковой защиты;
- графитовая кладка искривлена и кривизна достигает 260 мм;
- распухание графитовой кладки привело к разрыву стягивающих кладку центральных бандажей.

Разработанные проекты снятия с эксплуатации промышленных реакторов имеют следующие существенные недостатки:

- отсутствуют общие требования к системе контроля состояния основных несущих металлоконструкций, необходимые 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 и привело к задержке реализации всего комплекса работ по второму этапу снятия с эксплуатации;

- отсутствуют доказательства невозможности образования в отглушенных пространствах взрывчатых газовых смесей под воздействием остаточной радиации.

Четвертый этап, представленный в проектах снятия с эксплуатации, носит концептуальный характер:

- нет конкретных планов по оптимизации дозовых нагрузок и материальных затрат на дальнейший демонтаж реактора;
- не разработаны способы демонтажа и обращения с образующимися при этом отходами разного уровня и разных видов радиоактивности.

При выполнении работ по снятию с эксплуатации должно быть учтено следующее:

- почти 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 видов;
- при разборке графитовых кладок реакторов А, ЭИ, АВ-1 и АВ-2 (ПО "Маяк") необходимо учитывать, что кладки имеют большие каверны, заделанные пастой на основе бакелитового лака.

В связи с отсутствием в проектах по снятию с эксплуатации промышленных реакторов данных о прогнозируемой прочности металлоконструкций основных схем реакторов, возможности загрязнения грунтовых вод радиоактивными изотопами, динамике выбросов в вентиляционную систему радиоактивных изотопов и системе удаления образующихся радиолитических газов необходимо предприятиям провести необходимые мероприятия.

Особенности вывода из эксплуатации нереакторных установок.

Вывод из эксплуатации нереакторных установок (нереакторные ядерные установки - сублиматное и разделительное производство, производство твэлов, радиохимическое и химико-металлургическое производство, производство радиоактивных изотопов, а также радиационные источники – объекты добычи и переработки урановых руд, производство металлического природного урана, радионуклидные источники) имеет следующие особенности:

- разнообразие оборудования установок и технологических процессов;

- комплексный характер производства (совместное реакторное и радиохимическое и др.);
- наличие территорий, загрязненных альфа-излучающими радионуклидами;
- риск возникновения самоподдерживающейся цепной реакции деления;
- наличие токсичных веществ;
- значительное число одинаковых модулей установки;
- большие размеры площадок;
- разнообразие типов нерадиоактивных и радиоактивных отходов.

Кроме этого, для данных установок из-за наличия долгоживущих радионуклидов в их компонентах отсроченный демонтаж не сулит тех выгод, которые характерны для АЭС.

Специфика и сложность вывода из эксплуатации неракторных установок и радиационных источников заключается в демонтаже оборудования и строительных конструкций в загрязненных радиоактивными веществами условиях. В период работ ядерных установок радиоактивные вещества сохраняются защитными барьерами (герметичные помещения, боксы и оборудование и др.), которые во время вывода из эксплуатации постепенно демонтируются, высвобождая радиоактивные вещества в твердом, жидком состоянии или в виде аэрозолей. Эти вышперечисленные особенности необходимо учитывать при разработке такого нормативного документа, как «Правил обеспечения безопасности при выводе из эксплуатации объектов предприятий ядерного топливного цикла: неракторные установки, радиационные источники и пункты захоронения», которые на настоящий момент отсутствуют.

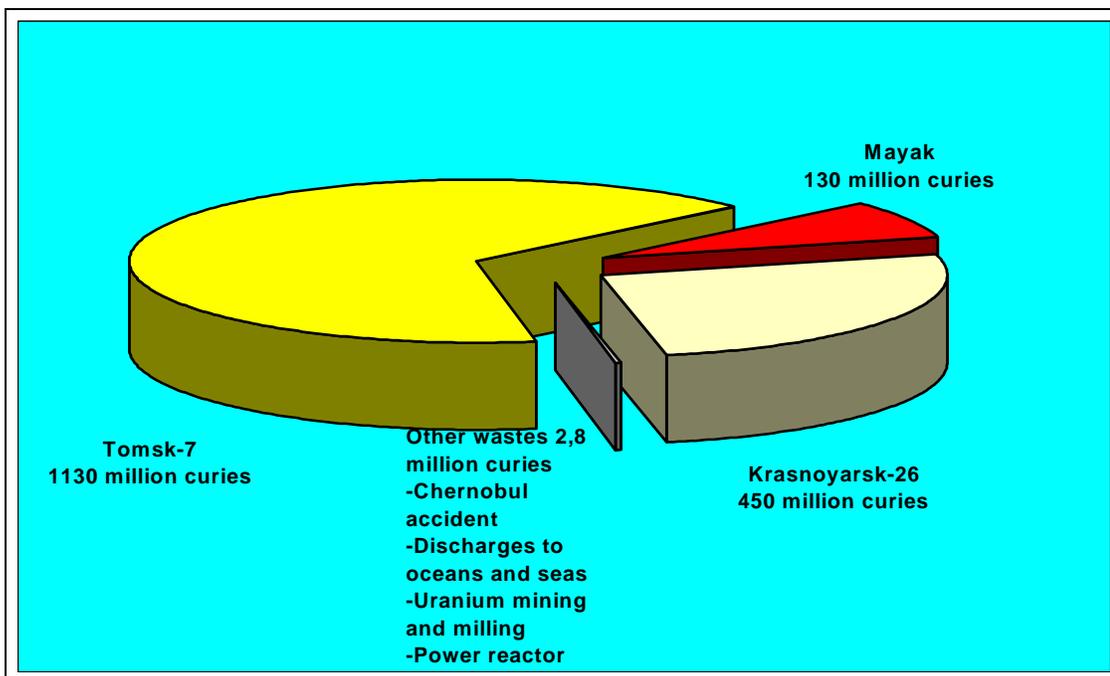


Диаграмма 6. Распределение радиоактивных материалов, поступающих в окружающую среду с предприятий России [45]

Вывод из эксплуатации предприятий ядерного топливного цикла сопряжен со значительной опасностью вследствие как большого количества радиоактивных веществ, находящихся на установках и площадках, так и остаточной активности радионуклидов (в виде загрязнений).

Например, в отвалах, оставшихся после завершения добычи урановой руды, за счет эмиссии Rn^{222} (после прекращения работ) население может получить значительную дозу облучения. В подтверждение этого в табл. 23 приведен риск для здоровья людей, отнесенный к 1 ТВт*ч выработанной энергии [20].

Таблица 23

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			
Конверсия	$8.1 \cdot 10^{-1}$	1.9	$1.6 \cdot 10^{-1}$
Изотопное обогащение	$1.6 \cdot 10^{-6}$	$3.5 \cdot 10^{-6}$	$2.9 \cdot 10^{-7}$
Изготовление ТВС	$1.2 \cdot 10^{-6}$	$2.9 \cdot 10^{-6}$	$2.4 \cdot 10^{-7}$
Переработка топлива	$2.9 \cdot 10^{-7}$	$6.8 \cdot 10^{-7}$	$5.7 \cdot 10^{-8}$
Окончательное захоронение отходов	$1.6 \cdot 10^{-1}$	$4 \cdot 10^{-1}$	$3.3 \cdot 10^{-2}$
Транспорт	Количественно	не определено	
Итого	$6.5 \cdot 10^{-5}$	$1.6 \cdot 10^{-4}$	$1.3 \cdot 10^{-5}$
	1	2.3	0.19

На радиохимическом производстве накоплено значительное количество РАО (твердых и жидких), в том числе и высокоактивных. Эксплуатация радиохимического производства предполагается и после остановки последних промышленных реакторов (на ГХК АДЭ-2) для переработки последних партий отработанного ядерного топлива. За основной вариант вывода из эксплуатации радиохимического производства может быть принят вариант консервации без демонтажа технологического оборудования.

Вывод из эксплуатации ядерно-энергетических установок транспортного и транспортабельного направления

Действующий ядерный технологический комплекс транспортного и транспортабельного направления с двойным (гражданским и военным) назначением имеет, в т.ч. гражданский атомный флот и военный флот, который базируется на Северном и Тихоокеанском флоте - 200 реакторов ВМФ (около $2 \cdot 10^7$ Ки).

ОАО «Мурманское морское пароходство» имеет 8 судов с ЯЭУ (5 ледоколов - «Арктика», «Сибирь», «Россия», «Советский Союз» и «Ямал», два мелкосидящих ледокола - «Таймыр» и «Вайгач», и лихтеровоз-контейнеровоз «Севморпуть») с 13 водо-водяными реакторами под давле-

нием (около $13 \cdot 10^5$ Ки); 5 судов атомно-технологического обслуживания, состоящих из двух плавтехбаз перезарядки и хранения свежих и отработавших тепловыделяющих сборок (ПТБ «Имандра» и «Лотта»), плавхранилища РАО (ПТБ «Володарский»), спецтанкера «Серебрянка» и плавучего контрольно-дозиметрического пункта (ПКДП) «Роста-1»; 4 судоремонтных заводов [21]. Техническое состояние судов ЯЭУ ОАО «Мурманского морского пароходства» представлено в табл. 24.

Таблица 24

Наименование судна	Проект	Год постройки	Тип АППУ	Число реакторов	Техническое состояние судов с ЯЭУ
Атомный ледокол «Ленин»	92М	1959	ОК-90	2	Выведен из эксплуатации. Активные зоны выгружены. Судно переведено в категорию ядерно-безопасных
Атомный ледокол «Арктика»	1052-1	1975	ОК-900А	2	В эксплуатационном резерве
Атомный ледокол «Сибирь»	1052-2	1977	ОК-900А	2	В эксплуатационном резерве
Атомный ледокол «Россия»	10521-1	1985	ОК-900А	2	В эксплуатации. В исправном состоянии.
Атомный ледокол «Советский Союз»	10521-2	1989	ОК-900А	2	В эксплуатации. В исправном состоянии.
Атомный ледокол «Ямал»	10521-3	1992	ОК-900А	2	В эксплуатации. В исправном состоянии.
Атомный ледокол «Таймыр»	10580-1	1989	КЛТ-40М	1	В эксплуатации. В исправном состоянии.
Атомный ледокол «Вайгач»	10580-2	1990	КЛТ-40М	1	В эксплуатации. В исправном состоянии.
Атомный лихтеровоз «Севморпуть»	10081	1988	КЛТ-40	1	В эксплуатации. В исправном состоянии.

Три объекта выведены из эксплуатации и подлежат комплексной утилизации: атомный ледокол «Ленин» (превращен в музей), плавтехбаза (хранилище ОЯТ «Лепсе»), ПКДП-5.

В табл. 25 представлены суда АТО ОАО «Мурманское морское пароходство» [21]

Таблица 25

Наименование судна АТО	Назначение судна АТО	Техническое состояние судна АТО
Плавтехбаза «Имандра»	Хранение свежего и отработавшего ядерного топлива	В эксплуатации. В исправном состоянии.
Плавтехбаза «Лотта»	Хранение ОЯТ	В эксплуатации. В исправном состоянии
Плавтехбаза «Лепсе»	Хранение ОЯТ	Выведена из эксплуатации. Проводится подготовка к выгрузке аварийного (ОЯТ) и утилизации птб в соответствии комплексной программой утилизации
Пароход «Володарский»	Временное хранение ТРО	Выведен из эксплуатации. Находится у причала ФГУП РТП «Атомфлот»
Спецтанкер «Серебрянка»	Временное хранение ЖРО с последующей передачей их на ГУП ЗТП	В эксплуатации. В исправном состоянии

	«Атомфлот» на переработку	
ПКДП «Роста-1»	Обеспечение работ по перегрузке ядерного топлива, ремонту оборудования ЯЭУ и обеспечение дозиметрического контроля в период докования атомных судов и судов АТО	В эксплуатации. В исправном состоянии

Весь коммерческий атомный флот базируется и обслуживается в г. Мурманске на ремонтно-технологическом предприятии «Атомфлот», где осуществляется перегрузка активных зон реакторов, ремонт судов, включая ремонт ядерно- и радиационно-опасного оборудования. А в береговых сооружениях и на плаву хранятся свежее и отработавшее ядерное топливо и РАО.

Перед всеми ВМФ ядерных держав стоит по существу, одинаковая проблема: как избавиться от растущего числа атомных подводных лодок (АПЛ), которые больше не нужны по нормам вооружения. В табл. 26 представлено общее число ядерных подводных лодок, имеющих на сегодняшний день в мире.

Таблица 26

Общее число ядерных подлодок в странах мира

Страна	Боевые	Небоевые	Демонтированные	Затонувшие	Всего
Бывший СССР	124	115	7	4	250
США	112	74	5	2	193
Великобритания	16	11	-	-	27
Франция	11	-	-	-	11
КНР	6	-	-	-	6
Итого:	-	-	-	-	487

Существует несколько вариантов снятия АПЛ с эксплуатации: от затопления всей субмарины, активной зоны и всего остального до расчленения на составные части и их утилизации. Каждый вариант имеет свои преимущества и недостатки, необходимо еще поработать над их оптимизацией и оценить последствия. Прежде чем выбрать какую-либо стратегию снятия АПЛ с эксплуатации, следует решить следующие три основные проблемы:

- когда удалять ядерное топливо;
- дезактивировать или нет реактор;
- какой метод хранения использовать, если вообще использовать

Совершенно очевидно, что желательно как можно быстрее изъять отработавшее топливо из реактора подлодки и разместить его на безопасное хранение на суше, что само по себе снижает потенциальную опасность, которую представляет собой подводная лодка. Данный вариант предполагает наличие безопасного хранилища и устройств для изъятия топлива. В действительности в некоторых странах АПЛ стоят на приколе с невыгруженным топливом. Это не только увеличивает риск, связанный с подводной лодкой, но также повышает затраты, необходимые для обеспечения сохранности судна и контроля активной зоны реактора.

Рассматриваются два варианта дезактивации: первый - использование известных процессов предварительного переоборудования посредством систем самой субмарины и второй - применение установки, которая совершенно не зависит от систем подводной лодки. Первый из вариантов предполагает отсрочку до начала демонтажа, что касается, главным образом, ядерного оборудования. Во втором варианте дезактивация откладывается на еще более позднюю стадию. Однако на практике самой большой является проблема герметизации, и маловероятно, что соответствующие стандарты позднее будут изменены так, что это снизит затраты. Напрашивается вывод, что если дезактивация установки должна быть проведена, это следует сделать в конце срока службы подводной лодки.

В общем случае рассматриваются три основных возможных варианта дальнейшего обращения с АПЛ:

- удаление подводной лодки на хранение целиком;
- отделение реакторного отсека;
- разборка всего судна, включая реакторный отсек.

В первых двух вариантах необходимо решить проблему хранения на воде или на суше. В табл. 27 приведено сравнение вышеназванных вариантов удаления.

Таблица 27

Варианты стратегического удаления АПЛ [46]

Отличительные черты	Хранение подлодки		Хранение реактора		Разборка
	На плаву	На суше	На плаву	На суше	
Долгосрочная перспективность	Нет	Да	Нет	Да	Да
Возможность отсрочки и распада радионуклидов в целях уменьшения дозы облучения персонала	Да	Да	Да	Да	Нет
Сведение к минимуму необходимого пространства и затрат на хранение	Нет	Нет	Да	Да	Да

Удовлетворение следующих требований: ревизия; мониторинг; извлечение	Да	Да	Да	Да	-
Низкие первоначальные затраты	Да	Нет	Нет	Нет	Нет
Более низкие затраты владельцев в долгосрочной перспективе	Нет	Нет	Нет	Да	Да

Вариант удаления подводной лодки на хранение целиком привлекает минимальными краткосрочными затратами, отсутствием капиталовложений и не требует принятия политических решений. Субмарина сконструирована готовой для долгосрочного вывода из строя на плаву путем принятия мер, сохраняющих ее плавучесть. Эти меры включают герметизацию вентиляционных отверстий балластной цистерны, повторную консервацию корпуса для предотвращения коррозии, удаление любого уязвимого или пригодного для повторного использования оборудования. Понятно, что данный вариант не подходит для долгосрочной перспективы.

Периодические издержки включают платежи за причал, поддержание состояния судна, стоимость периодического пребывания в доках. Недостаток данного варианта удаления состоит в том, что затраты аккумулируются из расчета “на одно судно”. Никакого сокращения объема не происходит, и в пересчете на весь флот явно небольшие периодические расходы на отдельную АПЛ вырастают в значительную сумму. Кроме того, этот вариант требует значительного пространства.

Хранение подводной лодки целиком на суше выгодно тем, что подводная лодка не может затонуть (в отличие от первого варианта) и может продолжительное время существовать в таком состоянии. Однако потребность в большом пространстве трудно удовлетворить, и затраты на хранение значительны. В контексте требований к ограничению стратегических вооружений хранение субмарин целиком на суше значительно облегчает процесс контроля. На сегодняшний день ни одна страна не реализовала данную стратегию, однако, как вариант удаления она остается.

Удаление реакторного отсека и его хранение на плавсредствах было осуществлено в бывшем СССР. Налицо большое сокращение объема, хранится лишь наиболее радиоактивное оборудование, предназначенное для последующего удаления после распада радионуклидов. Недостаток этого метода состоит в необходимости принятия мер для хранения отдельного отсека на плавсредствах, что не является долгосрочным решением. Расходы, связанные с поддержанием сохранности судна и рутинным инспектированием, неизбежны, но они ниже, чем аналогичные затраты для всей субмарины.

Удаление реакторного отсека и его хранение на суше реализовано в США и во Франции и предусматривает значительное сокращение объема и хранение наиболее активных компонентов для последующего удаления после распада радионуклидов. Данный вариант подходит для долгосрочной перспективы. Тем не менее требуется береговая установка и метод переноса реакторного отсека на берег. Поскольку защитная оболочка реактора представляет собой физически прочный контейнер, маловероятно его разрушение в течение средних сроков хранения, необходимы лишь косметический ремонт и какое-либо укрытие от неблагоприятных погодных воздействий и обзрения.

Демонтаж всей субмарины, включая реакторный отсек, после вывода последней из эксплуатации. На сегодняшний день ни один ВМФ мира не использовал в своей практике этот вариант удаления АПЛ. Недостатки этого метода состоят в использовании дорогостоящего ядерного дока в течение длительного периода времени и отсутствии времени для естественного распада радионуклидов. Однако при этом проблема решается быстро, судно целиком выводится из эксплуатации.

Все ВМФ мира избрали вариант хранения в каком-либо виде реакторных отсеков АПЛ, что аналогично гражданской стратегии “безопасного хранения” перед окончательным демонтажом. В случае с реактором ВВЭР основной вклад в мощность дозы вносит относительно короткоживущий изотоп ^{60}Co с периодом полураспада 5,2 года. Далее следует ^{55}Fe . Из долгоживущих радионуклидов непосредственный интерес представляют ^{63}Ni и ^{59}Ni . Оптимальная отсрочка демонтажа составляет ~30 лет.

Практика удаления АПЛ

В бывшем СССР была принята следующая практика снятия с эксплуатации ядерных подводных лодок: сброс реакторных отсеков в море, отделение реакторных отсеков и хранение их на плавсредствах, хранение субмарин целиком, но без топлива, на плаву, хранение субмарин с топливом на плаву. Основным местом затопления реакторных отсеков, поврежденных АПЛ и топлива ледокола “Ленин” является акватория Карского моря в районе восточного побережья о-ва Новая Земля. Наряду со сбросом материалов в море в бывшем СССР начала осуществляться программа хранения в надводном положении демонтированных реакторных отсеков и АПЛ целиком. Беспокойство вызывает тот факт, что значительное число субмарин, хранящихся на плаву, все еще содержит внутри себя активные зоны. В связи с этим неотложной проблемой является безопасное хранение активных зон с отработавшим топливом с последующей реализацией программы изъятия этого топлива и удаления главного источника опасности. На рис. 1 представлена схема утилизации атомных подводных лодок.

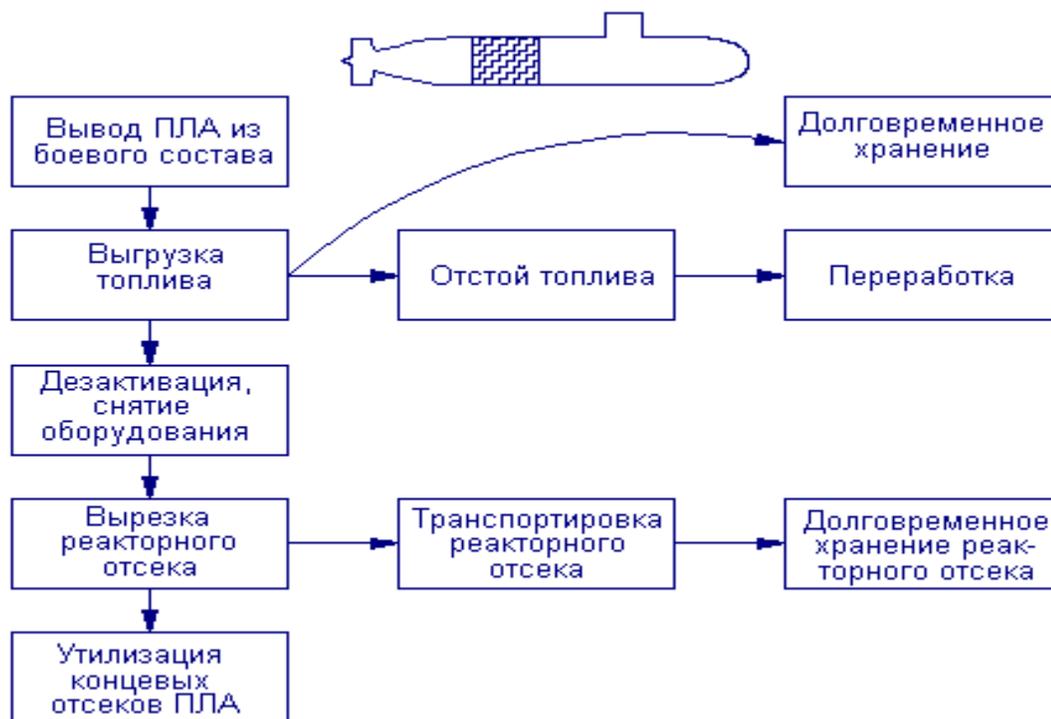


Рис. 1. Схема утилизации атомных подводных лодок.

В США осуществлялось хранение отдельных реакторных отсеков на суше и целых субмарин без топлива на плаву в ожидании окончательного удаления. Изъятые из ряда подводных лодок реакторные отсеки отправлены в хранилище в Ханфорде.

Великобритания практикует удаление топлива с АПЛ и подготовку последней к консервированию на плаву. Суда пришвартовываются в относительно безопасном бассейне, где отсутствуют приливы и отливы, в ожидании окончательного удаления, проводится рутинная инспекция и периодическое техническое обслуживание.

Франция сняла с эксплуатации подводную лодку “Le Redoutable”, реакторный отсек которой удален и законсервирован на берегу. Из самого судна планируется сделать музей. Предположительно, остальные подлодки, за исключением реакторных отсеков, все пойдут в металлолом.

Все китайские АПЛ находятся в рабочем состоянии, снятие с эксплуатации им еще предстоит.

Экономические вопросы

В идеале затраты на удаление должны были бы входить в бюджетные ассигнования на программы по подводным лодкам. В действительности, однако, на суда, отправляемые на удаление, выделяются очень небольшие средства или вообще не выделяются. В современных условиях сокращения бюджетных ассигнований на оборону и пересмотра роли ВМФ проблема удаления АПЛ имеет низкий приоритет. Стоит рассмотреть возможность самофинансирования или по крайней мере оплаты значительной части расходов, поскольку, и это не следует забывать, субмарина пред-

ставляет собой источник высокообогащенных материалов, пригодных для рециклирования. Согласно сведениям организации “Белуна”, из субмарины класса “Янки” можно извлечь ~3500 т материала; общая стоимость металлолома может составить ~2 млн. ф. ст.* (табл. 28). Однако по расчетам на извлечение 3500 т материала должно быть затрачено 600 тыс. ч (табл. 29). При этом стоимость рабочего часа составляет 3,18 ф. ст. Таким образом, экономика удаления подводной лодки не особенно привлекательна, и трудно представить, что эту работу можно выполнить на основе самофинансирования.

Таблица 28

Стоимость металлических отходов на примере субмарины класса “Янки”[46]

Материал	Масса, т	Стоимость, тыс. ф. ст.
Нержавеющая сталь	300	156
Низкомагнитная сталь	1100	541
Сталь	1900	780
Медь	50	60
Латунь	70	50
Бронза	70	58
Сплав меди с никелем	30	450
Алюминий	5	3
Всего...	3525	2008

Примечание: * 1 ф. ст. = 1,61 дол. по курсу на февраль 2000 г.

Таблица 29

Трудозатраты при извлечении металлолома субмарины класса “Янки”[46]

Виды работ	Тыс. чел.-час
Удаление реакторного отсека	32
Превращение в металлолом остатков субмарины	600
Итого:	632

На основании всего вышесказанного можно сделать следующие выводы:

- на каком-то этапе возникнет необходимость удаления значительного числа подводных лодок (487) и отдельных реакторов (695);
- технология, необходимая для выполнения задач удаления, несложная и уже существует. Удаление в большинстве случаев менее затруднительно, чем переоборудование, поскольку судно никогда не будет возвращено в эксплуатацию;
- имеется насущная необходимость в удалении топлива с законсервированных субмарин в целях скорейшего сведения к минимуму риска, который представляет собой АПЛ;
- с точки зрения уменьшения опасности облучения персонала, целесообразно отложить удаление главных элементов реакторных систем примерно на 30 лет. Дальнейшая отсрочка будет менее выгодна;
- маловероятно, что удаление подводных лодок будет приоритетной статьей в условиях сокращения бюджетных ассигнований на оборону, также мало перспектив удаления на основе самофинансирования.

Вывод из эксплуатации источников ионизирующего излучения.

По состоянию на 31.12 2001 г. в сфере народного хозяйства работало 2473 предприятий, организаций и учреждений, осуществлявших деятельность с использованием атомной энергии и имевших в своем составе 7731 радиационно-опасный объект – цеха, лаборатории, технологические единицы и прочие [36].

К их числу относятся большинство предприятий авиационной, металлургической, судостроительной и химической промышленности, горно–геологические предприятия и предприятия топливно-энергетического комплекса, научные организации и организации Минобороны России, медицинские учреждения и таможенные органы (далее – организации), на которых ведутся работы с открытыми радионуклидными источниками, в том числе:

- работы III класса с приведенной к группе А активностью на рабочем месте не более $3,7 \cdot 10^5$ Бк;
- работы II класса с приведенной к группе А активностью на рабочем месте от $3,7 \cdot 10^5$ до $3,7 \cdot 10^8$ Бк;
- работы I класса с приведенной к группе А активностью на рабочем месте свыше $3,7 \cdot 10^8$ Бк;
- Комплексы, установки, аппараты, оборудование и изделия с закрытыми радионуклидными источниками;
- технологические и медицинские облучающие установки;
- дефектоскопы;

- радиоизотопные приборы и другие источники;
- радиоизотопные термоэлектрические генераторы.

Пункты хранения радиоактивных веществ, в том числе:

- специализированные пункты хранения типа "Изотоп";
- неспециализированные пункты хранения, расположенные на объектах использования атомной энергии в народном хозяйстве.

Хранилища радиоактивных отходов, в том числе:

- специализированные хранилища типа "Радон";
- неспециализированные хранилища, расположенные на объектах использования атомной энергии в народном хозяйстве;
- хранилища, содержащие радионуклиды только природного происхождения.

Число радиационно-опасных объектов в народном хозяйстве приведено в табл. 31.

Таблица 31

Классификация и количество РОО народного хозяйства [36].

Категория объекта	Радиационные источники							Пункты хранения				
	Открытые			Закрытые				ЗВ		РАО		
	<i>I класс</i>	<i>II класс</i>	<i>III класс</i>	<i>облучающие установки</i>	<i>дефектоскопы</i>	<i>радиоизотопные приборы и прочие источники</i>	<i>РИ-ТЭГ</i>	<i>специализированные</i>	<i>неспециализированные</i>	<i>специализированные</i>	<i>неспециализированные</i>	<i>ЗАО природного происхождения</i>
Общее количество единиц	86	548	562	526	636	3380	363	5	1425	16	152	42
Итого	1196			4895				1430		210		
	6091							1640				
	7731											

Радиационные источники (1196 ед.), содержащие открытые радионуклидные источники активностью от минимального уровня до $1,0 \cdot 10^{14}$ Бк, включают:

- радиоактивные вещества с суммарной активностью, соответствующей работам I, II и III класса по ОСПОРБ-99 (фосфор - 32, сера - 35, углерод - 14, радий - 226, цирконий - 95 и др.);
- наборы реактивов для радиоиммунологического микроанализа и радиофармпрепараты, используемые в медицинских учреждениях.

Суммарный годовой расход организациями открытых радионуклидных источников составил $8,3 \cdot 10^{14}$ Бк.

Радиационные источники (4895 ед.), содержащие закрытые радионуклидные источники активностью от $0,1 \cdot 10^2$ до $11,1 \cdot 10^{17}$ Бк, включают:

- мощные облучающие технологические гамма - установки типа РВ-1200, К-20000 (60000, 120000, 200000), "Исследователь", МРХ-g -100 (20, 25М), "Пинцет", "Панорама" и другие с неподвижным и подвижным облучателями и с разным количеством используемых закрытых источников на основе радионуклида кобальта-60 суммарной активностью до $3,0 \cdot 10^{15}$ Бк;
- различные модификации радиационно-терапевтических медицинских установок типа "Луч-1", "Агат-Р" (С, В, ВУ, ВТ, В3, В5), "Рокус-М" АМ с разным количеством используемых закрытых источников на основе радионуклида кобальта-60 суммарной активностью до $3,0 \cdot 10^{14}$ Бк;
- переносные гамма - дефектоскопы типа "ГАММАРИД", РИД и "Стапель-5М" с источниками ГИИД-3 (4,5,6), томографы (дефектоскопы) типа CBS LBD на основе иридия-192, кобальта-60, цезия-137 и тулия-170 активностью источников до $2,0 \cdot 10^{13}$ Бк;
- более 10 видов радиоизотопных приборов с плутоний-бериллиевыми источниками изотопов кобальта-60, цезия-137, плутония-238 (от приборов технологического контроля, включающих следующие гамма - уровнемеры, плотномеры, расходомеры, толщиномеры, нейтрализаторы статического электричества, сигнализаторы облучения, дозиметрической аппаратуры с встроенными источниками). Активность изотопов в источниках указанных приборов составляет от $0,1 \cdot 10^2$ до $3,7 \cdot 10^{11}$ Бк;
- радиоизотопные термоэлектрические генераторы, содержащие радионуклидный источник тепла (РИТ) с опасным радионуклидом стронция-90. Радиоактивность РИТ в десятки и сотни тысяч раз превышает активность "типовых" радиационных источников. Активность РИТ достигает $11,1 \cdot 10^{17}$ Бк.

РВ и РАО хранятся в специализированных (региональных) ПХ типа "Изотоп" и "Радон" (21 пункт хранения) и в неспециализированных хранилищах (объектовых ПХ) временного или постоянного хранения (1619 хранилищ). В связи с отсутствием проектов на большинство неспециализированных хранилищ проектная вместимость для них не установлена. Расчетная вместимость таких хранилищ устанавливается согласно санитарно-эпидемиологическим заключениям.

Захоронение РАО, как правило, производится на специализированных объектах - региональных СК "Радон". Переработкой РАО занимаются, как и прежде, МосНПО "Радон" и Ленинградский СК "Радон". На остальных 12 спецкомбинатах осуществляется хранение только средне- и низкоактивных отходов.

Одной из главных задач вывода из эксплуатации источников ионизирующего излучения (ИИИ) является организация своевременной сдачи на захоронение ИИИ с истекшими сроками эксплуатации и неисправных. Количество сданных на захоронение отработавших источников превысило количество образовавшихся источников по причине перехода некоторых организаций на другие принципы контроля технологических процессов, а также перезарядки радиоизотопных приборов новыми источниками и сдачи их на захоронение.

Все спецкомбинаты "Радон" осуществляют прием и хранение отработавших источников. В настоящее время большая их часть находится на Московском, Саратовском, Хабаровском, Свердловском, Ленинградском, Казанском и Новосибирском спецкомбинатах (от 100 до 500 тыс. штук на каждом). На других комбинатах их число не превышает 80 тыс. штук.

Определение радионуклидного состава и активности отработавших источников, помещаемых в хранилища, осуществляется по паспортным данным. В случае принятия на хранение источников без паспортов они идентифицируются с использованием перезарядных камер (при их наличии).

С течением времени существенно уменьшаются возможности спецкомбинатов по приему ИИИ. Имеющиеся хранилища в основном заполнены, новые мощности на спецкомбинатах, находящихся к федеральной собственности, не вводятся (за 2000 год введено в эксплуатацию одно хранилище на МосНПО "Радон"). Временной резерв по захоронению РАО на отдельных спецкомбинатах не превышает 5-7 лет.

Так, например, в 2001 году через склад изотопов базы ГУП В/О "Изотоп" (г. Москва) отправлены в ПО "Маяк" для последующей переработки и захоронения 1236 закрытых радионуклидных источников, отработавших установленный паспортный срок. Переданы в МосНПО "Радон" на захоронение все источники, находящиеся на складе изотопов базы и не имеющие паспортных данных. Операции по захоронению источников предшествовала работа по их идентификации лабораторией радиационного контроля АОЗТ "СНИИП–СИГМА".

На ГУП "Изотоп" (г. Екатеринбург) скопилось полученных от организаций – заказчиков 3555 закрытых радионуклидных источников суммарной активностью $3,78 \cdot 10^4$ Ки. У 3519 источников истекли назначенные сроки службы. Источники подготовлены для отправки на захоронение в Свердловский СК "Радон".

Требует незамедлительного решения проблема вывода из эксплуатации или продления сроков эксплуатации радиоизотопных термоэлектрических генератора (РИТЭГ), установленных на трассе Северного морского пути. Этот вопрос неоднократно ставился перед Минатомом России, Минтрансом России и Минобороны России. По нему имеются и соответствующие поручения Правительства Российской Федерации.

В настоящее время на государственном гидрографическом предприятии эксплуатируется 396 (РИТЭГ), используемых для навигационно-гидрографического обеспечения мореплавания. Из них 365 выработали установленный срок службы (более 10 лет). Тем не менее, 281 находится в рабочем состоянии. 116 генераторов выведены из эксплуатации, 6 находятся в аварийном состоянии, требуется вывоз для утилизации 50 единиц.

Не решена Минобороны России и проблема поиска утерянных в акватории Охотского моря при транспортировании двух РИТЭГ (в 1987 и 1997 годах).

В итоге можно сделать вывод, что сложившаяся к настоящему времени обстановка в обращении с РИТЭГ не способствует практической реализации требований федеральных законов, норм и правил, действующих в области использования атомной энергии и обеспечении РБ населения и окружающей среды [36].

В Мурманской области состояние обращения с ИИИ продолжает оставаться напряженным в связи с прекращением работы СК "Радон". Средства из федерального бюджета на реконструкцию не выделяются. Из-за отсутствия в регионе функционирующего хранилища ИИИ организации не имеют возможности своевременно сдавать на захоронение источники с истекшими сроками эксплуатации.

Продолжают иметь место случаи обнаружения неучтенных ИИИ (бесхозных) преимущественно в организациях, не находящихся под надзором государственных органов. Только за 2001 г. таких случаев выявлено 16, при этом обнаружено более 40 бесхозных источников.

Система региональных спецкомбинатов «Радон» создана в начале 60-х гг. в целях локализации РАО, образующихся в научно-исследовательских организациях и промышленности, не связанной с ядерным топливным циклом. Система региональных спецкомбинатов функционирует уже более 30 лет, структура и принципы ее построения соответствуют аналогичным системам развитых стран.

На 16 спецкомбинатах, имеющих в России, в настоящее время накоплено $\sim 2,0 \cdot 10^5$ м³ РАО с остаточной активностью $\sim 2,0 \cdot 10^6$ Ки. В табл. 32 представлен перечень региональных СК «Радон».

Таблица 32

Перечень региональных СК «Радон»

№п/п	Наименование предприятия	Юридический адрес	Объем хранилища, м ³	Заполнение, %	Активность отходов, Ки
1	Московское НПО "Радон"	119121, Москва, 7-й Ростовский пер., д. 2/14	178000 5000 5000	1009010	1868000
2	Ленинградский СК	188537, Ленинградская обл. г. Со- сновый Бор, а/я 5	60460	76	408213

Мощность поглощенной дозы гамма-излучения, мкГр/ч	ЛСК	28		25			<20		
	МочНПО	10	2,5	2,5		0,1	0,18	0,09	0,09
Объемная активность газоаэрозольного выброса в атмосферу, МБк/год	ЛСК	320					26		
	МочНПО	$\Sigma\beta$ -32800 $\Sigma\alpha$ -5040		$\Sigma\beta$ -358 $\Sigma\alpha$ -51,6			$\Sigma\alpha$ -2,64 $\Sigma\beta$ -14,9		
Плотность радиоактивных выпадений из атмосферы, Бк/км ² сут	ЛСК						0,2		
	МочНПО			3,0	1,6		025	0,22	0,24
Объемная активность сточных вод, Бк/м ²	ЛСК	$\Sigma\beta$ -59000 $\Sigma\alpha$ -1670		$\Sigma\beta$ -25000 $\Sigma\alpha$ -1000			$\Sigma\beta$ -2600 $\Sigma\alpha$ -110		
	МочНПО	$\Sigma\beta$ -22400 $\Sigma\alpha$ -1100		$\Sigma\beta$ -3600 $\Sigma\alpha$ -200			$\Sigma\beta$ -1830 $\Sigma\alpha$ -200		
Объемная активность газоаэрозолей в воздухе производственных помещений, Бк/м ³	ЛСК	$\Sigma\beta$ -53 $\Sigma\alpha$ -0,35		$\Sigma\beta$ -2 $\Sigma\alpha$ -0,2			$\Sigma\beta$ <2 $\Sigma\alpha$ <0,2		
	МочНПО	$\Sigma\beta$ -1,1 $\Sigma\alpha$ -0,1		$\Sigma\beta$ -0,25 $\Sigma\alpha$ -0,02			$\Sigma\beta$ -7,6*10 ⁻² $\Sigma\alpha$ -5,7*10 ⁻³		
Объемная активность бета-радионуклидов в атмосфере, Бк/м ³	ЛСК	5,7*10 ⁻¹		1,0*10 ⁻³			1,5*10 ⁻⁴		
	МочНПО			1,0*10 ⁻³	0,9*10 ⁻³		1,4*10 ⁻⁴	1,8*10 ⁻⁴	2,2*10 ⁻⁴
Объемная активность бета-радионуклидов подземных вод, Бк/л	ЛСК	4,4*10 ⁴					2,6*10 ³		
	МочНПО					1600		1830	1040
Объемная активность бета-радионуклидов воды открытого водного объекта, Бк/л	ЛСК	4,4*10 ⁴					3,7*10 ³		
	МочНПО		22400			1100			580

Загрязнение поверхностей производственных помещений, территории дорог, транспортных средств, бетачаст /см ² мин	ЛСК	1,0*10 ⁴		5,0*10 ³			<5,0*10 ³		
	МосНПО	2000	500	300			18		

Примечания. 1. Сокращения, используемые в таблице. ЗСР - зона строгого режима, СЗЗ - санитарно-защитная зона; ЗН - зона наблюдения.
2. В соответствии с совместным решением контролирующих Ленспецкомбинат ЦТЭСН и Комитета по охране окружающей среды ЛСК не производит контроля радиационной обстановки в СЗЗ и ЗН, поскольку его территория полностью входит в состав СЗЗ Ленинградской АЭС и НИТИ.

Радиоэкологический контроль в пределах промплощадок и в санитарно-защитных зонах спецкомбинатов «Радон» показывает, что контролируемые параметры, характеризующие состояние объектов природной среды, соответствуют действующим санитарным правилам.

К настоящему времени основные производственные объекты спецкомбинатов, сооруженные в начале 60-х гг., морально и физически устарели и требуют реконструкции и перевооружения.

Кроме того, нормальное функционирование спецкомбинатов «Радон» осложнено несовершенством законодательной и нормативно-правовой базы, регулирующей их деятельность. Ситуация осложняется тем, что большинство спецкомбинатов обслуживают организации нескольких субъектов федерации. В настоящее время отсутствует управление спецкомбинатами «Радон» на федеральном уровне.

Для совершенствования деятельности спецкомбинатов «Радон» целесообразно:

- возложить функции органа федерального управления спецкомбинатами «Радон» на Департамент жилищно-коммунального хозяйства Минстроя России, а на правительство Москвы - управление московским НПО «Радон» (это предложение учитывает специфику спецкомбинатов «Радон» как системы федеральных природоохранных предприятий, выполняющих функции коммунальных предприятий городов и промышленных центров);
- определить головной организацией по осуществлению научно-методической деятельности региональных спецкомбинатов «Радон» московское НПО «Радон»;
- осуществлять финансирование деятельности региональных спецкомбинатов «Радон» из федерального бюджета целевым назначением через исполнительные органы власти субъектов федерации, на территории которых они расположены.

Вывод из эксплуатации мест проведения ядерных взрывов

Месторождение Астраханского газоконденсатного месторождения (АГМК) было открыто в 1973 г. Оно является одним из крупнейших месторождений углеводородного сырья. Расположено в отложениях каменноугольного возраста Прикаспийской впадины — крупного тектони-

ческого элемента древней Восточно-Европейской платформы. Продуктивные горизонты, представленные известняками, залегают здесь на большой глубине — около 4 тыс. м. Выше этой толщи пород располагаются соленосные отложения. Для более эффективного использования месторождения возникла необходимость в создании подземных емкостей в соленосной толще пород (для хранения высоконапорного газоконденсата). Было принято решение создать такие емкости с помощью подземных ядерных взрывов, т. е. использовать образующиеся при этом полости. В 1980 -1984 гг. на глубине около 1 тыс. м было проведено 15 взрывов пятью сериями (в первый год 1 взрыв, во второй — 2, в следующий - 4, затем - 6 и в последний год - 2 взрыва), причем в каждой серии взрывы производились с интервалом 4—5 мин (групповые взрывы). На первом из двух участков (тектонически-нарушенная зона коленообразного изгиба Сеитовской соляной гряды) всего осуществлено 13 взрывов на площади около 16 км² при расстоянии между эпицентрами 0,75 - 1,0 км. На втором участке проведены 2 взрыва в изолированных соляных куполах. Начальный объем каждой полости, предназначенной под хранилище, по проектным расчетам составлял в среднем 30 тыс. м³, а предполагаемый срок эксплуатации — не менее 30 лет. Однако в 1986 г. произошло внезапное и практически одновременное сокращение объема всех полостей (до 3,3 тыс. м³ и менее), некоторые исчезли полностью. В результате многие из них утратили свое промышленное значение, тем более что после деформации они стали насыщаться подземными водами, поступающими из нескольких водоносных горизонтов. В 1987 г. только 7 полостей подземных ядерных взрывов, уменьшенных в объеме, все же были заполнены газоконденсатом. Спустя некоторое время во всех полостях первого участка и связанных с ними технологических скважинах в пульсирующем ритме стало расти давление заполняющих их газов и жидкостей. Перепад давления составлял 0 - 80 атм. С 1988 г. из некоторых технологических скважин начался спонтанный выход радиоактивного раствора на поверхность. Объемная активность цезия-137, обнаруженного в составе газоконденсата, колебалась от $8 \cdot 10^{-10}$ Ки/л до $1,7 \cdot 10^{-6}$ Ки/л. В газоконденсате присутствовали также рутений-106, сурьма-125, цезии-134 объемной активностью $1,2 \cdot 10^{-9}$ Ки/л; $1,2 \cdot 10^{-9}$ - $6,4 \cdot 10^{-8}$ Ки/л; $5 \cdot 10^{-9}$ Ки/л соответственно. Объемная активность раствора в скважинах составляла: тритий - $5,4 \cdot 10^{-4}$ - $5 \cdot 10^{-2}$ Ки/л, цезий-137 - $5,4 \cdot 10^{-6}$ - $1,1 \cdot 10^{-4}$ Ки/л. На некоторых промплощадках площадью 4 - 12 м² мощность дозы гамма-излучения достигла 1100 мкР/ч. Таким образом, из долговременных хранилищ углеводородного сырья полости подземных ядерных взрывов вынуждено превратились в места захоронений радиоактивных веществ и требуют постоянного контроля. Кроме того, из-за недостатка подземных емкостей может быть нарушена технология извлечения полезных компонентов, а также стабильность поставки сырья на переработку. Вышедшим из строя подземным хранилищам требуется срочная замена. В настоя-

щее время создается новое хранилище методом размыва соленосных толщ, сопровождающееся выносом на поверхность биологически вредных растворов, т. е. вызывающее отрицательные сдвиги в геохимии ландшафтов. Возможность длительной эксплуатации нового хранилища также сомнительна, поскольку оно расположено в непосредственной близости от полостей взрывов. Синхронность в деформациях полостей является свидетельством того, что подвижки недр охватили весь массив горных пород, а не только полости взрывов, поэтому не исключено повторение таких деформаций в будущем. Аварийная ситуация на АГКМ усугубляется угрозой подтопления территории Нижнего Поволжья в связи с аномальным подъемом уровня Каспийского моря. По сети многочисленных погребенных палеодолин плиоцен-четвертичного возраста, являющихся следами бывших долин Волги или ее притоков, грунтовые воды могут проникнуть в зону подземных ядерных взрывов и слиться с потоком радиоактивных вод и газов. В 1986 г. одновременно с процессом сокращения объемов полостей взрывов уровень грунтовых вод в районе АГКМ поднялся на высоту около 4 м, причем резко изменился их химический состав в зоне вновь возникшего купола. Это может быть подтверждением того, что в зоне проведения подземных ядерных взрывов произошло сквозное нарушение функционирования водоносных горизонтов — от глубины в несколько километров до поверхности.

По сравнению с 1990 годом состояние скважинного оборудования еще более ухудшилось. Причины создания и развития аварийной обстановки на объекте "Вега" происходит в длительном непринятии мер по техническому обслуживанию устьевого оборудования подземных емкостей и реализации разработанных в 1992-1998 гг. проектных решений по ликвидации технологических скважин подземных емкостей, а также созданию радиационно-экологического мониторинга объекта. Это, в свою очередь, обусловлено недостаточным финансированием подлежащих проведению на объекте работ. Несмотря на включение их в две целевые федеральные программы и в одну областную с определением конкретных этапов, объемов финансирования и сроков завершения работ в 2000 году выполнение сорвано из-за финансирования их РАО "Газпром".

Выводы и предложения

I. Министерством по атомной энергии Российской Федерации работам по выводу из эксплуатации ОАЭ с самого начала был придан локальный характер, при этом намеченные цели и задачи не были выполнены. Это связано с длительным использованием атомной энергии в мирных и оборонных целях без законодательного регулирования, что породило многочисленные проблемы, требующие безотлагательного решения.

II. В качестве основных проблем ВЭ ОАЭ необходимо отметить следующие:

- отсутствие законодательной и нормативной базы;
- необходимость скорейшей разработки и принятия общероссийской федеральной целевой программы по снятию и утилизации ОАЭ, которая должна быть безусловно обеспечена финансированием;
- отсутствие общегосударственных региональных хранилищ РАО и ОЯТ;
- отсутствие специализированных организаций, имеющих достаточный опыт для проведения всего комплекса работ по ВЭ ОАЭ.
- отсутствие мощностей по переработке, а также свободных объемов для долговременного хранения ОЯТ;
- отсутствие в стране системы могильников для захоронения РАО, образующихся на АЭС, радиохимических предприятиях, судах с ЯЭУ. Имеющиеся на объектах хранилища РАО не всегда соответствуют современным требованиям по обеспечению экологической безопасности,
- существующие системы обращения с РАО не обеспечивают требуемого кондиционирования, вследствие чего в настоящее время на большинстве объектов во временные хранилища направляются РАО, форма которых неприемлема ни с технической, ни с экономической точек зрения; значительная часть эксплуатируемого и закладываемого в новые проекты оборудования не соответствует современному уровню науки и техники;
- отсутствуют специализированные комплексы по переработке РАО судов ВМФ; в настоящее время решением задач обращения с РАО и ОЯТ в ВМФ занимается личный состав, не обладающий нужной квалификацией;
- не решены проблемы, связанные с ликвидацией специальных водоемов и бассейнов для хранения жидких отходов оборонных предприятий и реабилитацией загрязненных территорий,

- отсутствует автоматизированная система учета и контроля за образованием и хранением РАО;

III. Необходимо установить обязательную финансовую квоту от переработки ОЯТ зарубежного производства на решение вопросов снятия с эксплуатации отечественных ОАЭ. Необходимо установить обязательное законодательное закрепление возвращения РАО всех уровней активности, образующихся в результате переработки ОЯТ, в страну - поставщик ядерного топлива.

IV. Работы по ВЭ не подкреплены с финансовой точки зрения. В отступление от требований Федерального закона "Об использовании атомной энергии" и постановления Правительства Российской Федерации от 2 апреля 1997 г. № 367 "О финансировании работ по выводу из эксплуатации ядерных установок, радиационных источников, пунктов хранения ядерных материалов, радиоактивных веществ и радиоактивных отходов, научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ по обоснованию и повышению безопасности этих объектов" специальный фонд для финансирования указанных затрат до настоящего времени Минатомом России не создан.

V. Работы, проводимые в настоящий момент по модернизации и продлению сроков службы оборудования и систем ОАЭ, носят вынужденный характер. За время проведения этих работ, т.е. в ближайшие 10-15 лет необходимо обеспечить создание и завершение разработки основных проектно-конструкторских и технологических решений и на их основе подготовку проведения промышленного снятия с эксплуатации ОАЭ. Кроме этого, необходимо создать централизованную федеральную систему управления деятельностью специализированных предприятий по сбору, переработке, и захоронения РАО и ОЯТ.

VI. 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.

VII. Решение многоплановых задач вывода из эксплуатации предприятий ядерного топливного цикла Российской Федерации при наличии кризисной экологической ситуации в районах их деятельности представляет собой беспрецедентную по сложности научно-техническую, экологическую и инженерно-экологическую проблему, не имеющую аналога в мировой науке и практике.

VIII. Необходимо разработать технологии по локализации возможных выбросов радиоактивных и химических веществ при снятии с эксплуатации ядерных исследовательских установок, учитывая

тот факт, что ядерные исследовательские центры расположены, как правило, в непосредственной близости от жилого сектора (РНЦ «Курчатовский институт», МИФИ (г.Москва), ГНЦ «Физико-энергетический институт» (г.Обнинск) и др.).

IX. Основными источниками образования и накопления новых РАО в настоящее время являются АЭС, действующие суда и корабли атомного флота, утилизируемые атомные подводные лодки и предприятия ЯТЦ. В последние годы накопление РАО значительно выросло за счет утилизации АПЛ. Этот процесс увеличения объемов будет продолжаться и дальше, в том числе за счет вывода из эксплуатации энергоблоков АЭС, ИЯУ и АПЛ.

X. Исходя из осознания определяющего значения проблемы обращения с РАО и ОЯТ при снятии с эксплуатации ОАЭ 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. 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.

XII. 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.

Сравнительный анализ вывода из эксплуатации АЭС в странах мира.

Для анализа проблемы вывода АЭС из эксплуатации и поисков решения возникающих в этой связи вопросов был начат ряд европейских, в том числе и германских исследовательских программ, которые интенсивно прорабатывают эту проблему.

В 1996 г. в рамках Германского ядерного общества («КТГ - Kerntechnische Gesellschaft») была образована специальная группа по выводу АЭС из эксплуатации, по анализу и оценке технических аспектов этой проблемы как на германском, так и на международном уровне.

В обзоре КТГ были рассмотрены следующие вопросы:

- потенциал ядерных установок;
- порядок получения разрешений;
- методы демонтажа с применением различных приемов;
- обработка и удаление РАО и остаточных материалов;
- затраты и финансирование;
- НИОКР в международном применении.

Потенциал ядерных установок.

Ниже представлены действующие и остановленные на нашей планете АЭС по состоянию на январь 2001 г. г. (табл. 1). В настоящее время в мире работает 438 АЭС мощностью свыше 350 ГВт, еще более 30 ядерных энергоблоков строится; свыше 90 АЭС и 350 исследовательских реакторов различного назначения уже остановлены или окончательно выведены из эксплуатации.

Таблица 1

Состояние парка АЭС в странах мира [47].

Страна	Число действующих ядерных энергоблоков	Состояние остановленных АЭС			
		Надежная изоляция	Демонтаж	Частичный демонтаж	Демонтаж закончен
Германия	20	3	11		2
Франция	57			9	2
Великобритания	35			11	
Швейцария	5	1			
Бельгия	7	1			
Нидерланды	1	1			
Италия	4		4		
Румыния, Болгария, Венгрия	11				
Испания	9	1			

Швеция, Финляндия, Дания	15				
Центральная Европа/бывший СССР	54 (60) + 8	13		4	
США	109			17	
Канада	24			3	
Япония	54				1
КНР, Индия, Юго-Восточная Азия	14				
Республика Корея	17				
ЮАР	2				

Вывод ядерных энергетических установок из эксплуатации осуществляется согласно плану в случае, если:

- истек запланированный срок службы;
- поставленные исследовательские цели выполнены.

Вне плана это происходит в том случае, если:

- эксплуатация данной установки стала неэкономичной;
- работы по данному типу реакторов прекращены;
- установка больше не работоспособна в результате аварии;
- по различным политическим соображениям.

В странах мира используются два варианта вывода АЭС из эксплуатации:

- надежная консервация с последующим демонтажем и удалением;
- непосредственное проведение демонтажа и полное удаление.

Существует еще и промежуточный вариант - это частичный демонтаж (частичное удаление с надежной частичной консервацией) элементов АЭС.

Критерии принятия решения по первым двум вариантам включают:

I. Критерии принятия решения о безопасной консервации:

- наличие хранилища для окончательного захоронения элементов ядерного реактора и энергоблока;
- отсутствие необходимых финансовых средств для непосредственного удаления;
- снижение радиоактивности (как результат снижение дозовой нагрузки) и снижение затрат на обработку/компактирование РАО.

II. Критерии принятия решения о непосредственном общем удалении:

- использование эксплуатационного персонала (возможность дальнейшей занятости и использование знаний персонала об установке);

- использование имеющейся на станции инфраструктуры и действующего вспомогательного оборудования;
- известные граничные условия для получения разрешений (лицензий);
- отсутствие необходимости в затратах на контроль и содержание объекта в случае принятия варианта безопасной консервации;
- повторное использование площадки.

Порядок получения разрешений

В Германии разрешения на вывод ядерно-технических установок из эксплуатации выдаются соответствующими органами земель по согласованию с федеральным правительством.

В зависимости от стратегии вывода из эксплуатации и политической ситуации выдаются общие разрешения, большей частью с предварительным согласованием, или частичные разрешения. В различных странах в зависимости от форм государственной власти и поставленных задач существует централизованная или децентрализованная система выдачи разрешений на вывод из эксплуатации.

При сравнении в международном масштабе выявляются большие различия как в принципиальной практике, так и в различных формах ответственности. Изменение формы государственной власти обуславливает часто также изменения в системе лицензирования. За исключением Германии, где лицензии выдаются властями земель, в странах мира разрешения на вывод из эксплуатации выдаются централизованно различными органами. При этом не всегда последовательно осуществляется разделение функций эксплуатирующей организации, регулирующего и надзорного органа.

Существующие методы демонтажа.

В различных международных программах были разработаны, модифицированы и опробованы в полупромышленном масштабе различные методы демонтажа и резки оборудования (табл. 2).

Принципиальных различий в этих программах (за исключением степени завершенности работ) в международной практике нет.

Таблица 2

**Методы резки оборудования при демонтаже
ядерно-технических установок в странах мира[47].**

Методы	Виды
Механические	Резка ленточной или канатной пилой Фрезерование Высечка (профильное вырезание на высечных ножницах) Дробление Срезание (скальвание)
Термические	Автогенная резка Кислородно-флюсовая резка

	Резка кислородной горелкой Плазменная резка Электродуговая-водоструйная-канатная резка Контактная резка металла Резка лазерным лучом Резка отрезной машиной
Гидравлические	Резка водоабразивной струей
Электрохимические	Искровая эрозионная резка
Химические	Резка взрывом

Во всех странах разрабатываются и используются одни и те же методы. Принятие решения о применении прямых или дистанционных методов резки зависит не столько от технического состояния разработки, сколько от выбранной стратегии завершающей стадии ядерного топливного цикла и основных условий установки и техники безопасности.

Обработка и удаление радиоактивных отходов и остаточных материалов.

Обработка и хранение отходов (как временное, так и, особенно, окончательное) связаны с большими затратами. С точки зрения финансовых соображений задача состоит в том, чтобы за счет приемлемых технологий свести к минимуму или оптимизировать объем отходов от вывода станции из эксплуатации.

С целью оптимизации объема отходов в некоторых странах, а именно в Германии, США, Великобритании, Швеции и во Франции ведется переплавка загрязненной радиоактивной стали, чем достигается сокращение объема РАО. В Германии, например, из переплавленной загрязненной стали изготавливают отливки, которые «рециклируют» при создании долговременных хранилищ для радиоактивных материалов.

Для высокоактивных отходов (ВАО) в мире еще не создано ни одного соответствующего хранилища для их окончательного захоронения. Это, однако, не техническая, а скорее политическая проблема.

В настоящее время в некоторых странах продолжают исследования и лицензионные изыскания по строительству хранилищ для окончательного захоронения ВАО.

Затраты и финансирование вывода из эксплуатации АЭС.

Затраты на вывод АЭС из эксплуатации, помимо таких характеристик, как мощность энергоблока, его срок службы и период времени до окончательного останова, зависят от многих параметров, основными из них являются:

- тип и состояние установки;
- объем работ;

- требуемая технология работ по рециклированию;
- вид и объем работ по обработке и хранению остаточных материалов;
- предельные нормативы для радиационной защиты и использования материалов после демонтажа;
- методика получения разрешений (объем и сроки);
- затраты на персонал; график работ.

По приблизительным оценкам, общие затраты на вывод из эксплуатации и демонтаж одного ядерного энергоблока составят от 10 до 20% современной стоимости строительства сопоставимого нового блока. Существенное влияние на затраты оказывают национальные особенности, сюда относится объем требуемых работ, а также характер обработки и удаления отходов, поэтому приводимые данные не поддаются непосредственному сравнению. Эти данные приведены в табл. 3.

Таблица 3

Затраты на вывод из эксплуатации и демонтаж АЭС в странах мира [47].

Страна	Тип реактора	Мощность, МВт	В ценах по состоянию на год	Прямое удаление, млн.марок	Отсроченный демонтаж, млн.марок
Германия	PWR	1200	1994	565	570
	BWR	770	1994	740	690
Бельгия	PWR	900	1994	560	660
Нидерланды	PWR	450	1995	470	350
	BWR	60	1994	305	
Швеция	PWR	860	1994	200	-
	BWR	1160	1994	260	-
США	PWR	1100	1994	300	-
	BWR	1100	1994	370	-

Наряду с уровнем прямых затрат существенную роль играет финансирование, которое влияет на общий объем непрямых затрат. В различных странах имеются варианты централизованных фондов, которые в большинстве своем управляются государством и которые создаются на основе обязательных отчислений эксплуатирующих АЭС организаций (табл. 4).

Таблица 4

Финансирование вывода из эксплуатации АЭС в различных странах мира.

Страна	Наличие фонда	Управление фондом
Бельгия	Нет	Эксплуатирующая организация (ЭО)
Германия	Нет	ЭО
Финляндия	Да	Государство (Г)
Франция	Нет	ЭО
Великобритания	Нет (государственные АЭС) Да (частные АЭС)	ЭО

Италия	Нет	Г
Япония	Нет	ЭО
Канада	Нет	ЭО
Нидерланды	Нет	ЭО
Россия	Да (в процессе создания)	Г
Швеция	Да	Г
Швейцария	Да	Г
Испания	Да	Г
США	Да	ЭО

Национальные и международные программы НИОКР.

В странах осуществляются национальные и международные программы НИОКР по выводу из эксплуатации ядерных энергетических установок. В частности, в Германии проводятся исследования по выводу из эксплуатации и демонтажу исследовательских реакторов, по разработке модульных систем ручной и автоматической резки лучом, ручных систем резки, а также по демонтажу и резке графитовых конструкций. В рамках 5-й Международной программы Европейского сообщества ведутся работы по расширению баз данных по демонтажу ядерных установок EC-DB-COST и EC-DB-TOOL, созданных с начала 90-х годов. [47]

* * *

Приложение 2

Выбор стратегии концепция снятия с эксплуатации АЭС:

Великобритания

Инспекторат ядерных установок (Nuclear Installations Inspectorate – NII) поставил под сомнение выдвинутое девять лет назад предложение фирм, эксплуатирующих АЭС, о проведении заключительной стадии снятия АЭС с эксплуатации после 135-летнего периода консервации. Эта стратегия была разработана в ходе подготовки к приватизации АЭС и имела целью значительное сокращение расходов на завершающей стадии ядерного топливного цикла. Главный инспектор Ч. Темпл полагает, что более реальной является 50-летняя отсрочка работ по доведению территории АЭС до зеленой лужайки [48].

Представители инспектората сомневаются также в уместности использования дисконтирования для поддержки предложенного промышленностью плана: после 30-летнего периода консервации построить “безопасные хранилища” (safestores) над реакторами, из которых удалено топливо, с тем чтобы корпуса реакторов, графитовая кладка активной зоны, бетонная биологическая защита могли храниться еще 100 лет до начала демонтажа. Норма дисконтирования не должна быть фактором, определяющим сроки снятия АЭС с эксплуатации, поскольку это может просто привес-

ти к неопределенной отсрочке, так как существуют другие важные факторы, имеющие равное или большее значение. Когда вопрос о сроках решен, то дисконтирование можно использовать для определения необходимых расходов. Правительство Великобритании распространило соответствующее руководство Казначейства по применению нормы дисконтирования в расчетах.

Новая политика инспектората НИИ находится в стадии обсуждения. Ее ключевые положения Ч. Темпл впервые представил 15 июня 1999 г. и сообщил также, что инспекторат НИИ никогда не поддерживал идею демонтажа АЭС через 135 лет после останова. По его мнению, существует много аргументов в пользу немедленного демонтажа АЭС или проведения его в более ранние сроки, что согласуется с политикой инспектората НИИ и правительства Великобритании. Однако по ряду причин отсрочка целесообразна. Одним из таких аргументов является радиоактивный распад ^{60}Co , продукта активации стальных конструкций реактора и парового котла, который определяет мощность дозы в случае немедленного демонтажа АЭС. Период полураспада ^{60}Co составляет ~5 лет, и через 50 лет риск облучения персонала значительно снизится. Поэтому если основной вклад в дозу определяется ^{60}Co , отсрочка демонтажа на срок более 50 лет не имеет особых преимуществ.

Владельцы АЭС в качестве аргумента в пользу длительной отсрочки демонтажа могут выдвинуть отсутствие возможностей для удаления среднеактивных отходов (САО), поскольку в 1997 г. правительство отклонило проект создания лаборатории по характеристике горных пород вблизи Селлафилда как прообраза постоянного глубокого хранилища САО, которое планировалось открыть после 2010 г. Но, по мнению Ч. Темпла, держателям лицензий следует разработать методы дезактивации оборудования. При обычной практике части котлов были бы удалены как САО. Однако в результате опытной дезактивации одного из 16 котлов на АЭС “Беркли” с магноксовыми реакторами, находящейся в стадии снятия с эксплуатации, 80 % материалов было выведено из-под регулирующего контроля для неограниченного использования. Остальные 20% были переведены в категорию низкоактивных отходов (НАО) и удалены в хранилище НАО в Дригге недалеко от Селлафилда [48].

Специальный комитет палаты лордов рекомендовал правительству завершить все работы по созданию национального хранилища САО в течение 50 лет, что можно рассматривать как поддержку 50-летнего срока осуществления снятия с эксплуатации АЭС. Еще одним аргументом является то, что этот период укладывается в продолжительность человеческой жизни и является наиболее типичным предложением в отношении сроков безопасного хранения, принятым в разных странах мира.

Ч. Темпл сообщил, что инспекторат НИИ еще продолжает разработку руководства по снятию АЭС с эксплуатации, но принципиальным требованием остается то, что оно должно быть проведе-

но в сроки, целесообразные с практической точки зрения, и что необходимо минимизировать объем радиоактивных отходов и хранить или удалять их в условиях пассивного обеспечения безопасности. Эти требования должны учитываться, несмотря на основные организационные изменения в атомной промышленности Великобритании и неопределенности строительства в будущем установок для хранения отходов.

Правительство поручило регулирующим органам каждые пять лет рассматривать стратегию каждого лицензиата в свете национальной политики, обеспечения источников финансирования и с учетом общественного мнения. В первый раз – это просто подтверждение, что планы и порядок снятия АЭС с эксплуатации существуют. Это связано впервые с проводящейся приватизацией ядерных объектов. В дальнейшем будут контролироваться финансовое обеспечение и выбор стратегии снятия АЭС с эксплуатации в свете требований регулирующих органов и текущей политики. Когда поступит конкретное предложение, инспекторат НИИ рассмотрит его в соответствии с новым руководством и опубликованными ранее Принципами оценки безопасности/

Франция

Французская организация ядерного регулирования – Управление по безопасности ядерных установок (Departement de Securite des Installations Nucleaire - DSIN) не имеет полномочий диктовать декомиссионную политику энергокомпании EdF. Эта организация может руководить действиями EdF посредством выдачи лицензий на отдельные стадии декомиссии, а также за счет общих рекомендаций и инструкций.

Директор DSIN А.-К. Лакост считает неправильной стратегию, выбранную EdF, согласно которой к полному демонтажу выведенных из эксплуатации АЭС следует приступить не ранее, чем через 50 лет после их вывода из эксплуатации.

А.-К. Лакост убежден, что за 50-летний период отсрочки ожидания демонтажа важные знания об установке и оборудовании, подлежащих демонтажу, будут утрачены, что повысит технический риск при проведении предстоящих работ. Он считает также, что через 50 лет отсрочки “будет трудно мобилизовать финансовые ресурсы, необходимые для демонтажа”.

Между тем EdF подтвердила свою прежнюю политику отсрочки в течение нескольких десятилетий, прежде чем демонтаж будет доведен до стадии-3 по классификации МАГАТЭ, что соответствует состоянию “зеленой лужайки”.

Новая политика, одобренная осенью 1999 г., несколько сближается с позицией А.-К. Лакоста и предусматривает демонтаж до стадии-3 после отсрочки в пределах 25-50 лет после вывода и эксплуатации, по сравнению с 60-летним стандартным сроком, который компания выдвигала ранее.

Однако компания EdF считает, что “эталонный”, исходный сценарий, рассчитанный на более длительный период отсрочки демонтажа, безусловно желателен с точки зрения снижения уровня облучения персонала, поскольку коллективная доза облучения при демонтаже через 50 лет будет в три раза меньше, чем в случае его немедленного осуществления. Кроме того за этот период должны быть разработаны системы с дистанционным управлением для проведения наиболее опасных работ по демонтажу.

В настоящее время шесть ядерных установок (площадок) EdF находятся в стадии декомиссии. Первый реактор, подлежащий закрытию – опытный тяжеловодный реактор (HWR) мощностью 70 МВт (эл.) в Бреннилисе, пров. Бретань, а самый последний по времени из остановленных реакторов – быстрый реактор мощностью 1240 МВт (эл.) Superphenix в Крей-Мальвиле [49].

В 1999 г. компания EdF приняла решение о немедленном демонтаже небольшого реактора HWR в Бреннилисе, что вполне сочетается с концепцией быстрой декомиссии Лакоста. Реактор, находящийся в совместном владении EdF и КАЭ Франции, эксплуатировался с 1967 по 1985 гг.

В 1996 г. была выдана лицензия на проведение демонтажа до стадии-2, при которой по существу демонтируется все самое главное оборудование, но ядерная часть удаляется, при условии, что компания EdF предложит вариант ускоренного графика работ.

По заявлению вице-президента промышленного сектора EdF Б. Дюпра, “недавно принято решение немедленно приступить к демонтажу реактора Бреннилис до стадии-2; проводимые на реакторе работы позволят накопить опыт демонтажа в промышленном масштабе, прежде чем на компанию EdF обрушатся многочисленные работы по демонтажу как старых газо-охлаждаемых реакторов, так и более новых последующих энергоблоков с PWR”. Демонтаж реактора HWR в Бреннилисе до стадии-2 планируется завершить в 2001 г.

Фактор накопления опыта был одним из аргументов Лакоста в пользу немедленного демонтажа реактора в Бреннилисе.

С учетом объема реактора HWR, стоимость декомиссии реактора в Бреннилисе до стадии-3 оценивается в 2 млрд. франц. фр. (около 300 млн. долл.), примерно столько же будет стоить декомиссия других АЭС, включая энергоблоки с более новыми PWR [49].

Что касается демонтажа газо-охлаждаемых реакторов (GCR), то здесь компания, придерживается стратегии декомиссии с 25-50 - летним периодом отсрочки, “чтобы максимально воспользоваться преимуществами естественного радиоактивного распада” загрязненных и активных компонентов.

Реализация проекта демонтажа реактора в Бреннилисе была значительно задержана из-за недостатка места для размещения отходов от декомиссии, а также из-за плохой координации между

EdF и КАЭ Франции. В 2000 г. руководство работами по демонтажу реактора Бреннилис с согласия обеих сторон (EdF и КАЭ), а также лицензия оператора ядерной установки были переданы EdF.

Кроме того, осенью 1999 г. французское Национальное управление по обращению с РАО (ANDRA) сообщило о планах строительства централизованного хранилища для приема сверхнизкоактивных (ТФА-отходы), отходов, которое будет располагаться рядом с хранилищем отходов низкой и средней активности в Сулен (Soulaines).

Полагают, что основную массу сверхнизкоактивных отходов от декомиссии АЭС составят так называемые ТФА-отходы, это отходы с уровнем активности от 1 до 100 Бк/г в зависимости от состава радионуклидов. Наличие в ближайшем времени (через несколько лет) специального центра по приему этой категории отходов позволит EdF провести демонтаж реактора HWR в Бреннилисе до стадии-2 и 3.

По предварительным оценкам, общий объем сверхнизкоактивных ТФА-отходов от декомиссии реактора в Бреннилисе составляет 5 тыс. т, из которых 1-тыс. т в настоящее время уже хранится на площадке. Еще 5 тыс. т отходов от декомиссии низкой и средней активности будет отправлено на хранение в Сулен, а обычные (не радиоактивные) отходы от декомиссии будут захоронены на самой площадке в Бреннилисе.

Единственной нерешенной проблемой из отходов Бреннилиса является сам реакторный корпус, который обладает слишком высокой альфа-активностью и не может быть отправлен в хранилище Сулен. Его предстоит отправить в национальное временное хранилище, когда оно будет построено, или же направить на окончательное захоронение в хранилище для трансурановых отходов.

Стратегия отсроченного демонтажа АЭС с газо-охлаждаемыми реакторами была выбрана компанией EdF отчасти из-за трудности удаления графитовых отходов от декомиссии с площадок АЭС.

DSIN считает неприемлемым положение, когда, например, площадку АЭС Сен-Лорен-дез`О используют как промежуточное хранилище отходов. На этой площадке остановлены два блока с газо-охлаждаемыми реакторами, а два блока с PWR продолжают работать.

Топливо из остановленных реакторов GCR давно выгружено и переработано, однако графитовые каналы, в которых размещаются ТВС, продолжают оставаться на площадке. В настоящее время во Франции не решено еще, что делать с графитовыми отходами. Экологически чистого метода удаления графитовых отходов пока нет. Сжигание графитовых отходов в принципе возможно, но проблема предотвращения выброса радиоактивного углерода еще не решена, а технология процесса не доработана.

Бельгия

Семь действующих в Бельгии ядерных энергоблоков с реакторами PWR могут быть остановлены после 40-летнего срока службы – такой вывод содержится в коалиционном соглашении, заключенном в июле 1999 г. лидерами шести партий, входящих в федеральное и региональные правительства.

Как отмечается в соглашении, “в Бельгии будет осуществляться сценарий, согласно которому АЭС, проработавшие более 40 лет, будут постепенно выводиться из эксплуатации”. Соглашение предусматривает постепенное свертывание (phase-out) ядерной энергетики в Бельгии с тем, чтобы у ученых было время, необходимое для разработки новых промышленных источников альтернативной, возобновляемой и чистой энергии [50].

Представители бельгийской партии зеленых выступают с более взвешенных позиций, чем партия зеленых в Германии, которая высказалась за немедленное свертывание ядерной энергетики в стране и до сих пор продолжает дискутировать с энергопромышленными компаниями относительно сроков окончательного вывода из эксплуатации германских АЭС.

Бельгийские зеленые считают, что вывод из эксплуатации бельгийских АЭС должен начаться после 40 лет их эксплуатации, в то время как, например, энергокомпании США считают, что эксплуатируемые ими ядерные энергоблоки должны работать не менее 60 лет.

Руководство бельгийской энергокомпании Electrabel считает решение о выводе АЭС из эксплуатации “поспешным и основанным на политических, а не технических или экономических соображениях”. Компания Electrabel считает срок службы в 40 лет минимальным для своих АЭС. Кроме того в стране нет источников энергии, способных заменить АЭС за исключением традиционных ископаемых источников, загрязняющих атмосферу, а это, в свою очередь, не позволит Бельгии выполнить задачи, поставленные перед ней протоколами конференций в Киото и Рио-де-Жанейро.

Четыре ядерных энергоблока с реакторами PWR в Дозле и три энергоблока АЭС в Тианже общей мощностью 6000 МВт обеспечивают 55 % производимой в Бельгии электроэнергии, кроме того за прошедшие годы бельгийские АЭС продемонстрировали высокие эксплуатационные характеристики. Работа бельгийских АЭС позволила сократить выбросы двуокиси углерода на 34 млн. т (углеродного эквивалента) в год, такое же количество производится всем транспортным сектором страны. Компания Electrabel владеет также 25 % мощностей двухблочной АЭС с PWR (2x1516 МВт) в Шузе, Франция, на которой пока сокращено производство электроэнергии из-за технических проблем [50].

В декабре 1999 г. правительство Бельгии назначило специальную комиссию экспертов (так называемая комиссия Ampege), которая должна изучить будущие энергетические потребности

Бельгии, а также варианты удовлетворения этих потребностей, включая ядерную энергетику. Соответствующий отчет комиссии Amprege будет подготовлен не ранее середины 2000 г.

Если решение о выводе бельгийских АЭС из эксплуатации будет принято, то процесс декомиссии АЭС в Тианже и Доэле начнется в 2015 г. Блоки Тианж-1 и Доэль-1 были введены в эксплуатацию в 1975 г., а последние блоки этих АЭС были введены в эксплуатацию в 1985 г.

При рассмотрении вопроса о выводе бельгийских АЭС из эксплуатации руководство бельгийской энергокомпании Electrabel предложило изучить опыт Швеции. Прошло свыше 18 лет с тех пор, как правительство Швеции проголосовало за остановку шведских АЭС, однако до сих пор ни один из ядерных энергоблоков не закрыт, а энергопотребление в Швеции не только не снизилось, но возросло.

Италия

Решение об отказе от развития ядерной энергетики было принято в Италии в 1987 г. в соответствии с результатами референдума, проведенного после Чернобыльской аварии. В результате три АЭС Италии – Латина, Каорсо и Трино, были немедленно остановлены, а работы по строительству других энергоблоков прекращены. Четвертая АЭС Италии – Гарильяно была остановлена ранее в 1982 г. в силу других причин (табл. 1).

Таблица 1

Данные по итальянским АЭС [51]

Характеристика	АЭС			
	Латина	Гарильяно	Трино	Каорсо
Тип реактора	GCR	BWR	PWR	BWR
Тепловая мощность, МВт	705	506	870	2651
Эл. Мощность, МВт	210/160 (брутто)	160 (брутто)	270/257 (брутто)	882 (брутто)
Поставщик ядерной парогенерирующей установки	TNPG	General Electric	Westinghouse	AMN-GETSCO
Начало строительства	1958	1959	1961	1970
Включение в сеть	1963	1964	1964	1978
Начало промышленной эксплуатации	1964	1964	1965	1981
Вывод из эксплуатации	1986	1978	1987	1986
Произведенная электроэнергия (ГВт·ч)	26082,196	12478,060	25027,636	29030,978

АЭС в Италии были построены частными компаниями, однако в 1962 г. они были национализированы вместе с остальной частью итальянской энергетической промышленности; АЭС стали эксплуатироваться национальным энергетическим концерном ENEL.

После прекращения эксплуатации итальянские АЭС были переведены в состояние безопасной консервации в соответствии с концепцией “отсроченной декомиссии” (Safestore). Эта концепция включает:

- Извлечение топлива из реактора и отправку ОЯТ за пределы площадки или во временное хранилище;
- Прекращение эксплуатации и замену лицензии;
- Дезактивацию и демонтаж систем и конструкций; обеспечение безопасной консервации некоторых зданий (главным образом, в контролируемой зоне) и обеспечение свободной передачи других зданий, это достигалось путем заключения и удержания остаточной радиоактивности в нескольких зданиях с частичным демонтажем загрязненных систем и узлов;
- Обработка и кондиционирование отходов.

Подготовка всех четырех АЭС к демонтажу должна быть завершена в период с 2003 по 2009 гг.

Таблица 2

Состояние работ по декомиссии АЭС Италии [51]

Год	Состояние работ
<i>АЭС Гирильяно</i>	
1985-1987	Изъятие топлива из реактора и отправка ОЯТ за пределы площадки
1990	Радиологическая оценка систем АЭС, узлов и конструкций
1990-1998	Безопасная консервация реакторного здания
1994-1995	Безопасная консервация турбинного здания
1988-1999	Обработка НАО и извлечение и кондиционирование САО и ВАО
2003	Демонтаж и безопасная консервация существующей системы РАО, демон-

	таж дымовой трубы и работы по достижению состояния безопасной консервации через год
<i>АЭС Латина</i>	
1988-1991	Изъятие топлива из реактора и отправка ОЯТ за пределы площадки
1992	Радиологическая оценка систем АЭС, узлов и конструкций
1992-1996	Дезактивация и демонтаж систем и узлов
1996-1999	Дезактивация бассейна-хранилища ОЯТ
2006	Обработка РАО, демонтаж каналов и узлов первого контура и работы по достижению состояния безопасной консервации через год
<i>АЭС Трино</i>	
1992-1994	Радиологическая оценка систем АЭС, узлов и конструкций
1991	Изъятие топлива из реактора
2003	Временное сухое хранение ОЯТ на площадке АЭС (в течение года)
2007	Работы по достижению состояния безопасной консервации через год
<i>АЭС Каорсо</i>	
1992-1995	Радиологическая оценка систем АЭС, узлов и конструкций
1998	Изъятие топлива из реактора
2004	Временное сухое хранение ОЯТ на площадке АЭС (в течение года)
2009	Работы по достижению состояния безопасной консервации через год

Энергоконцерн ENEL намерен сохранять АЭС в состоянии безопасной консервации в течение 40 лет. После истечения этого срока, если будет создано хранилище отходов или соответст-

вующие ведомства определяют стандарты на выбросы или рециклированное, то на площадках можно будет проводить демонтаж и дезактивацию всех систем, конструкций и зданий.

В настоящее время декомиссионная стратегия в Италии изменена и планируется немедленно приступить к декомиссии. Отчасти такое изменение стратегии связано с успешным опытом немедленной декомиссии в международном плане. Другой причиной явилось изменение государственной стратегии в Италии: концерн ENEL подлежит приватизации, а немедленная декомиссия позволит избавиться от неопределенностей относительно затрат (стоимости) и обязательств, которые присущи стратегии Safestore.

Итальянское правительство одобрило меры (Директива совета 96/92), которые включали приватизацию ENEL в марте 1999 г. Согласно той же директиве образована новая компания SoGIN для осуществления ядерной деятельности.

Главная задача компании ENEL – проведение декомиссии итальянских АЭС. В настоящее время SoGIN - акционерное общество – 100%-ный филиал ENEL, однако, на определенной стадии его капитал будет переведен в казначейство.

В сферу ответственности компании SoGIN входят:

- Общая стратегия декомиссии, включая классификацию и обработку отходов;
- Декомиссия четырех АЭС по лицензии, выданной регулирующим ведомством;
- Замыкание ядерного топливного цикла (переработка ОЯТ за рубежом или хранение во временном on-site хранилище);
- Предоставление услуг по ядерной технологии зарубежным заказчикам.

Новая стратегия декомиссии была впервые официально представлена 14 декабря 1999 г., когда министр промышленности Италии объявил о планах ускорить полный демонтаж четырех АЭС, с тем чтобы все отходы были удалены с площадок, а сами площадки предоставлены для повторного использования.

Одновременно в этом было объявлено о планах стимулирования исследований по созданию национального хранилища ядерных отходов к 2010г.

В соответствии с этим компания «SoGIN» пересматривает планы декомиссии и в настоящее время надеется провести полный демонтаж четырех итальянских АЭС за 20 лет. Согласно современному плану окончательный демонтаж начнется во второй половине текущего десятилетия, причем, к этому времени должно начаться также строительство национального хранилища отходов.

Обращение с отходами. В рамках прежней концепции Safestore, обращение с отходами включало кондиционирование отходов, с тем чтобы их можно было безопасно хранить на площадке в течение всего периода безопасной консервации и последующую транспортировку их в окончательное

хранилище, когда оно будет построено. Компания в настоящее время пересматривает политику в области обращения с отходами и намерена получить разрешение на передачу, повторное использование или удаление твердых отходов от декомиссии.

Выбор требований имеет ключевое значение, поскольку изменение стратегии увеличит количество РАО, подлежащих удалению, затрат на обработку отходов, на транспортировку и удаление в национальное хранилище. В настоящее время уровень активности отходов от декомиссии оценивается в пределах 0,1-1 Бк/г, в зависимости от радиоизотопов, содержащихся в удаляемых материалах, и характеристик самого материала (металлический скрап, куски бетона и др.).

Обработанное топливо. ОЯТ с АЭС Латина, составляющее 1425 т ТМ, уже отправлено на переработку на заводе компании BNFL в Селлафилде, Великобритания, поскольку это магноксовое топливо (MAGNOX) и оно может храниться в бассейне с водой лишь ограниченный период времени.

ОЯТ с АЭС Гарильяно, составляющее 53,5 т ТМ также будет отправлено в Селлафилд на переработку в рамках контракта между ENEL и BNFL.

ОЯТ с АЭС Каорсо и Трино, в общей сложности 204,9 т ТМ, будет храниться в контейнерах в сухом хранилище на площадке и затем будет отправлено в национальное промежуточное хранилище, когда то будет создано. Ряд отработанных ТВС с плутонием размещены в остановленном быстром реакторе Superphenix, Франция. Они будут также отправлены в национальное хранилище наряду с отходами, которые будут возвращены после переработки ОЯТ на заводе в Великобритании.

Отходы средней и низкой активности. Обращение с отходами средней и низкой активности носит различный характер для различных АЭС в зависимости от типа реактора и специфических ограничений. Компания проводит обработку отходов средней и низкой активности, с тем, чтобы перевести их в форму, подходящую для удаления в соответствии с требованиями итальянских регулирующих ведомств.

В настоящее время определено, что отходы этой категории будут временно храниться на площадках АЭС и будут отправлены в национальное хранилище, когда-то будет построено (таблица 3).

Таблица 3

Отходы средней и низкой активности на итальянских АЭС [51]

Характеристика	АЭС			
	Латина	Гарильяно	Трино	Каорсо
Период работы АЭС	1963-1986	1964-1978	1964-1987	1978-1986
Произведенные САО и НАО, м ³	800	1880	920	3620

CAO и НАО, хранящиеся на площадке АЭС, м ^{3*}	850	2200	800	2000
Расчетный объем отходов от декомиссии, м ^{3**}	19000	11000	10000	20000

Примечания:

- Разница между объемом произведенных отходов в ходе эксплуатации АЭС и объемом отходов, хранящихся на площадке объясняется следующими факторами:
 - Производство отходов в меньших количествах продолжается после остановки АЭС;
 - Сокращение объема некоторых НАО достигается сверх-компактированием на АЭС Гарильяно, Трино и Каорсо и путем сжигания ионообменников и DAWs на АЭС Каорсо;
 - Кондиционирование CAO и ВАО на АЭС Гарильяно вызвало увеличение объема.

** Объем определяется типом обрабатываемых отходов, объем отходов зависит от выбранных методов очистки/обработки и от "уровней чистоты" для дальнейшего использования или рециклирования материалов отходов.

Выбор места для хранилища. В 1996 г. была образована специальная группа по выбору места для хранилища средне- и низкоактивных отходов, а также промежуточного хранилища ОЯТ/ВАО. В настоящее время эта специальная группа составила национальный перечень радиоактивных материалов и будет нести ответственность за выбор места и проектирование хранилища, за составление предварительного отчета о безопасности этой установки, а также за принятие проекта, как регулирующим органом, так и общественностью.

Министр промышленности Италии уже представил предложение о начале работ по выбору места для национального хранилища отходов.

Новые предложенные сроки включают:

- Июнь 2000 г. - заявление о возможном интересе со стороны местных властей;
- Июнь 2001 г. - определение характеристик возможных площадок;
- Декабрь 2001 г. - выбор площадки;
- Июнь 2003 г. - квалификация площадки;
- Декабрь 2003 г. – предоставление отчета о безопасности хранилища на рассмотрение министру промышленности;
- Июнь 2005 г. – выдача разрешения на строительство;
- Июнь 2008 г. – начало строительства;
- Декабрь 2008 г. – начало эксплуатации хранилища.

Поскольку компания SoGIN несет ответственность за удаление значительной части национального запаса радиоактивных материалов (70% объема, 35% по радиоактивности), то в деле выработки критериев удаления она тесно сотрудничает со специальной группой ENEA, с тем, чтобы выработанные стандарты не помешали и не осложнили будущие работы по демонтажу.

Затраты на декомиссию. Планируя прежнюю стратегию декомиссии по программе Safestore, концерн ENEL как владелец и эксплуатирующая организация АЭС рассчитал размеры фонда в расчете на безопасную консервацию в течение 40 лет с последующим демонтажем. В 1998 г. был создан дополнительный фонд для замыкания топливного цикла быстрого реактора Superphenix, Франция, после того, как ENEL принял решение ликвидировать свою долю в совместной компании по его эксплуатации.

Затраты рассчитывались в расчете на 5 %-ную ежегодную ставку, гарантируемую ENEL по долгосрочным обязательствам. Детальные расчеты на заключительный демонтаж не делались, поскольку влияние выбранной стратегии отсроченного демонтажа (на 40 лет) на общую окончательную сумму было бы очень мало.

Основываясь на предварительных расчетных затратах компания SoGIN имеет в настоящее время фонд в размере примерно 770 млн. евро.

Новая стратегия декомиссии существенно влияет на размер фонда. Затраты на демонтаж АЭС будут намного выше из-за более широкого использования высокозатратных методов (например, дистанционно управляемых операций) и расходы на демонтаж АЭС начнутся раньше, чем в случае стратегии Safestore. Это означает повышение объема фонда. Возросшие затраты частично компенсируются тем, что нет необходимости в техническом обслуживании в режиме безопасной консервации в течение 40 лет. Кроме того, компания SoGIN не может рассчитывать на учетную ставку свыше 2 %.

При создании компании «SoGIN» итальянское правительство заявило, что оно вынуждено повысить тарифы на электроэнергию, чтобы покрыть дополнительные требуемые фонды и другие дополнительные затраты (руководство компании, персонал штаб-квартир, налоги и др.).

26 января 2000 г. министерство промышленности и казначейство определили методику расчета дополнительных начислений к тарифам на электроэнергию, чтобы покрыть ежегодные затраты на демонтаж АЭС и замыкание ядерного топливного цикла. По состоянию на 2000 г. эта методика фиксирует затраты на уровне 0,03 евро-цент/кВт·ч.

С сентября 2000 г. компания ежегодно будет представлять детальный план работ и расчет затрат. Основываясь на этом плане и на критериях экономической эффективности электроэнергетические и газоснабжающие ведомства должны будут регулярно каждые три года устанавливать размеры платежей. Эта новая программа рассчитана на завершение декомиссии в течение 20 лет.

Оценка состояния хранения отработанного ядерного топлива ядерных реакторов

Историческая справка

В 70-х гг. в СССР и почти во всех социалистического лагеря Европы осуществлялись обширные программы развития ядерной энергетики на основе, главным образом, реакторов ВВЭР. Обычно при каждой АЭС сооружался бассейн выдержки (БВ) облученного ядерного топлива (ОЯТ) из расчета хранения топлива, выгруженного за три года эксплуатации плюс резерв полной загрузки активной зоны в отдельной стойке. За пределами СССР такие АЭС строились в Болгарии, Чехословакии, ГДР и Венгрии. Финская компания IVO построила два блока на АЭС "Ловииса". Строительство блоков с реакторами ВВЭР в Польше и Румынии началось, но было приостановлено.

В те годы в расчет стоимости ОЯТ закладывалась высокая цена плутония и урана, содержащихся в ОЯТ. Предполагалось извлечь эти вещества при рециклинге ОЯТ после выдержки его для охлаждения; целесообразность/гарантии извлечения под сомнение не ставились. Были разработаны технологии транспортировки ОЯТ. Все страны-участницы СЭВ подписали соглашение о правилах транспортировки ОЯТ водным или железнодорожным транспортом.

По требованию советского правительства всем АЭС надлежало перед транспортировкой на переработку охлаждать ОЯТ по меньшей мере пять лет. В качестве временной меры во многих странах были построены хранилища-бассейны с водой емкостью 600 тТМ. Такие вне реакторные хранилища (ХОЯТ) были возведены в Болгарии, Чехословакии, ГДР и на некоторых советских АЭС. Финская компания IVO разработала свою конструкцию бассейна для ОЯТ. В Венгрии, где исследовались приемлемые варианты, обошлись перепланированием приреакторных бассейнов-хранилищ.

АЭС и количества ОЯТ

Количество блоков в бывшем СССР и странах Восточной Европы (табл. 1) построены 78 энергоблоков советской конструкции общей мощности более 50 тыс. МВт(эл.). К настоящему времени 16 блоков закрыты и/или сняты с эксплуатации. Шесть энергоблоков находятся в Германии на этапе снятия с эксплуатации, по одному закрыты в Армении, Казахстане и Словакии. Чернобыльская АЭС остановлена. Еще восемь блоков советской конструкции либо строятся, либо снимаются с эксплуатации в Чехии, России и на Украине.

В Румынии эксплуатируют блок с реактором CANDU. На финской АЭС "Ловииса" работают два ВВЭР-440. В Словении - одноблочная АЭС, поставленная корпорацией «Westinghouse».

Состояние ядерной энергетики в странах бывшего СССР и Восточной Европы [52]

Страна	Тип реактора	Количество	Состояние
Армения	ВВЭР-440	2	один блок закрыт
Болгария	ВВЭР-440 ВВЭР-1000	4 2	действуют (2 энергоблока планируется остановить в 2003 г. и 2 энергоблока в 2006 г.) действуют
Чехия	ВВЭР-440 ВВЭР-1000	4 2	действует сооружаются
Финляндия	ВВЭР-440	2	всего в стране четыре энергоблока
Бывшая ГДР	ВВЭР-70 ВВЭР-440	1 5	все шесть энергоблоков снимаются с эксплуатации
Венгрия	ВВЭР-440	4	действуют
Казахстан	БН-350	1	закрыт и разгружен
Литва	РБМК-1500	2	действуют
Румыния	CANDU-600	1 3	действует строятся
Россия	АМБ РБМК-1000 РБМК-1000 БН-600 ЭГП-12 ВВЭР-210,365 ВВЭР-440 ВВЭР-1000 ВВЭР-1000 БН-800	2 11 1 1 4 2 6 7 1 2	вывод из эксплуатации действуют строится быстрый реактор малые тепловые, закрыты вывод из эксплуатации действуют действуют строится быстрые реакторы, строятся
Словакия	А-1 (HWGCR) ВВЭР-440	1 6	вывод из эксплуатации действуют
Словения	PWR компании Westinghouse	1	действует
Украина	РБМК-1000 ВВЭР-440 ВВЭР-1000 ВВЭР-1000	4 2 10 2	закрыты (Чернобыль) действует действует строятся

Количества ОЯТ. За один год из реактора ВВЭР-440 обычно выгружают примерно 120 ТВС, из ВВЭР-1000 - примерно 55 сборок, из РБМК-1000 - примерно 450 сборок.

Вес годовых выгрузок составляет (в тТМ):

- 14 из ВВЭР-440;
- 25 из ВВЭР-1000;
- 58,5 из РБМК-1000.

Запасы ОЯТ по странам приводятся в табл. 2.

Приреакторные бассейны на АЭС к настоящему времени, как правило, заполнены на всю проектную емкость. Выше указывалось, что во многих странах построены ХОЯТ-хранилища-бассейны с водой. В этих хранилищах имеются 4 ванны (одна из них резервная), механизмы для перемещения контейнеров с ОЯТ, водяное охлаждение, фильтры и другое вспомогательное оборудование. ОЯТ хранится в транспортных контейнерах. Такие же хранилища есть при всех АЭС с реакторами РБМК.

В странах, где нет хранилищ-бассейнов с водой или они уже целиком заполнены, проектируются или строятся новые ХОЯТ. В четырех странах решили строить металлическое контейнерохранилище, в одной стране выбрали конструкцию «NUHOMS», в другой - модульное бункерное сухое хранилище (Modular Vault Dry Store), на одной АЭС тоже предпочли конструкцию VSC. Владельцы еще двух реакторов РБМК объявили о выборе бункерной сухой конструкции, но окончательное решение еще не принято. В ближайшем будущем возможны новые решения. В некоторых странах, уже выбравших какой-либо тип хранилища, первоначальный выбор может измениться.

Таблица 2

Количество ОЯТ с реакторов советской конструкции в странах Восточной Европы, Финляндии, Германии и республиках СНГ по состоянию на 2000 г., тГМ [52]

Страна	Хранилище	Хранилище	Всего в стране
Армения	95	-	95
Болгария	461	357	818
Чехия	281	333	614
Финляндия	264	715	979
Германия	34	571	605
Венгрия	348	134	482
Казахстан	0	15	15
Литва	1421	29	1450
Румыния	186	-	186

Россия	2945	8639	11584
Словакия	136	570	706
Словения	215	-	215
Украина	1739	1743	3482
Итого	8125	13106	21231

Концепции обращения с ОЯТ

Распад СССР и политэкономические отношения, сложившиеся между новыми независимыми государствами, изменили прежние подходы к обращению с ОЯТ. Россия стала требовать оплаты услуг в твердой валюте по ценам мирового рынка. Возникли юридические проблемы с лицензиями на перевозку ОЯТ через территории стран СНГ и на переработку ОЯТ в Россию. В 2001 г. Россия внесла поправки в свое природоохранное законодательство приняла поправки, разрешающее ввоз ОЯТ иностранного производства. После введения новых цен только Финляндия и Венгрия заключили контракты на переработку ОЯТ с Россией, но обе страны пока приостановили транспортировку своих ОЯТ в Россию. Болгария намерена приобрести лицензию на перевозки в Россию, так как хранилища при АЭС "Козлодуй" близки к заполнению; Словения уже вернула все ОЯТ с реактора А-1 в Россию. Армения и Украина согласны отправить некоторую часть своих ОЯТ в Россию, но на льготных условиях.

Концепция обращения с ОЯТ в этих странах определяется специфическими для каждой страны факторами. По крайней мере, в шести странах имеются планы разработки концепции прямого захоронения, остальные откладывают принятие решения.

Армения. В настоящее время эксплуатируется один реактор. В стране нет ни производств по переработке ОЯТ, ни условий для его геологического захоронения. Приреакторный бассейн полон, занят даже резервной отсек. Бассейн закрытого реактора (Блок 1) также заполнен.

Принято решение, по которому FRAMATOM построит для Армянской АЭС временное хранилище NUHOMS. Модели присвоено название NUHOMS -56V, так как один модуль рассчитан на 56 сборок.

Выбрана конструкция из 11 горизонтальных модулей (HSM), вмещающая 612 сборок. Одиннадцать HSM группируются с образованием двух отсеков, по 5 и 6 HSM, которые укладываются валетом.

Анализ критичности NUHOMS -56V с топливом DSC, проведенный без учета выгорания, но при наличии растворенного бора, показал, что система удерживается в подкритическом состоянии

без необходимости помещать в контейнер фиксированный бор-содержащий нейтронный поглотитель. Для реализации принятого решения необходимо получить несколько лицензий. Ожидается, что эта проблема будет решена, и вскоре начнется заполнение первых модулей.

Болгария. При АЭС "Козлодуй" имеется бассейн-хранилище ХОЯТ (вместимостью 600 тТМ. В настоящее время его приводят в соответствие с современными сейсмостандартами. В Болгарии обсуждают сооружение сухого хранилища, но решение откладывается до перестройки бассейна-хранилища.

Предложенное в 1974 г. сооружение козлодуйского ХОЯТ, как альтернативы вывозу ОЯТ в СССР, не начиналось до 1982 г. Загрузка ОЯТ в хранилище началась в феврале 1990 г.

Это сооружение - первая типовая конструкция вне реакторных ХОЯТ для хранения ОЯТ с ВВЭР советской конструкции - содержит участок приемки, механизмы разгрузки и складские площади. Существующее устройство, несколько отличное от аналогов, рассчитано на долгосрочное размещение 168 контейнеров (4920 сборок, 600 тТМ) ОЯТ с четырех ВВЭР-440 и двух ВВЭР-1000 с заполнением в течение 10 лет.

После трехлетнего охлаждения в приреакторном бассейне выдержки ТВС перевозятся в AFR (RS) в служебном контейнере при помощи трейлера. Годовой прием составляет 25 транспортных контейнеров, вмещающих 4 объема по 120 сборок с ВВЭР-440 или 9 объемов по 108 сборок с ВВЭР-1000.

Складские площади состоят из трех рабочих ванн и одной резервной на случай экстренных работ по устранению какой-нибудь серьезной неполадки в рабочей ванне. Для этого каждую ванну можно изолировать от остальных системой гидравлических уплотнений и шлюзов. Все бассейны футерованы в два слоя, железом и нержавеющей сталью.

Республика Чехия. Бассейн при АЭС "Дукованы" перепланирован и расширен почти в два раза по сравнению с проектной емкостью.

Для приреакторного хранения используется сухое хранилище ОЯТ в контейнерах CASTOR. В настоящее время оно заполнено наполовину; обсуждается вариант расширения на дополнительные 60 контейнеров (600 тТМ). Срок службы хранилища - до 50 лет.

Строительство начато в июне 1994 г., закончено в октябре 1995 г. Первые контейнеры CASTOR 440/84 поступили в ноябре 1995 г.

Хранилище имеет лицензию на хранение до 60 контейнеров CASTOR 440/84. В каждый контейнер вмещаются 84 сборки или примерно 10 тТМ. Технические характеристики на содержимое CASTOR 440/84 включают: ОЯТ с ВВЭР-440, выгорание - 35 тыс. МВт·сут./тТМ, обогащение по U^{235} - 3,5%, минимальная выдержка ОЯТ до размещения - 5 лет, поврежденные ТВС хранению

не подлежат, максимально допустимая температура оболочки - 350⁰С. Объявлен конкурс на поставки еще 60 металлических контейнеров.

Помещение хранилища имеет приемный отсек, отделенный от складских площадей защитой в виде бетонной стены толщиной 40 см и высотой 6 м, за исключением центральной секции высотой 4,5 м, через которую контейнеры на весу передаются из приемного отсека на складские площади. Строение представляет собой холл с колоннами; легкая крыша выполнена из стали, пол - плита из армированного бетона. Колонны поддерживают рельсы мостового подъемного крана на 130 т. Наружные стены - из обычного бетона с кирпичной облицовкой. Радиоактивное тепло отводится естественной конвекцией через отверстия в боковых стенах и крыше строения.

Финляндия. Вследствие конструктивных особенностей корпуса реактора "Ловииса" приреакторные бассейны ББ несколько меньше обычных. Первая очередь бассейна-хранилища ХОЯТ построена в 1980 г., хотя транспортировка ОЯТ в СССР, а затем в Россию не прекращалась до 1996 г. Вторая очередь хранилища закончена в 1984 г.

Первую очередь ХОЯТ ввели в эксплуатацию в 1980 г., чтобы создать резервную емкость для ОЯТ с первого энергоблока с учетом необходимости увеличить срок охлаждения ОЯТ с трех лет до пяти перед вывозом его на переработку в СССР. ХОЯТ в 1984 г. было расширено (очередь 2) для приема ОЯТ со второго блока.

Две очереди ХОЯТ построены рядом на глубине 3 м от поверхности земли. Каждая очередь обслуживает свой энергоблок.

Очередь 1 включает две параллельные рабочие ванны, загрузочную ванну, колодец для дезактивации контейнеров и навес, под которым стоят машины для перевозки контейнеров. Ванны хранилища соединены с загрузочной шлюзами; каждая ванна вмещает до 8 упаковок ОЯТ. В упаковку входит до 30 сборок в гексагональном размещении с шагом 225 мм. Таким образом реальная вместимость хранилища - 480 сборок (57,6 тТМ).

Очередь 2 содержит три рабочих ванны в ряд, загрузочную ванну, дезактивационный колодец, навес для транспорта. Вместимость второй очереди: каждая ванна содержит четыре стойки вместимостью 130 сборок (суммарная вместимость всех бассейнов - 187,2 тТМ).

Германия. При АЭС "Грейфсвальд" имеется бассейн-хранилище, подобный болгарскому. Принято решение разгрузить реакторы, а все ОЯТ разместить в сухом хранилище после консервации реакторов. Выбран тип сухого хранилища, предназначенный для контейнеров CASTOR. Лицензия получена; в настоящее время хранилище вводится в эксплуатацию.

Венгрия. После пуска первых реакторов в период 1984-1987 гг. бассейны при АЭС "Пакш" были модифицированы с увеличением вместимости почти вдвое. После обсуждения вариантов в

1991-1992 гг. выбрана модульная система сухого хранилища GEC ALSTHOM ESL для обеспечения непрерывной работы АЭС "Пакш". Эксплуатация 1 очереди (3 камеры) началась в конце 1997 г. Ожидалось, что очередь 2 (четыре камеры) откроется для приема ОЯТ в начале 2000 г. В 1999 г. принято решение о сооружении очереди 3 (еще четыре камеры).

Прием транспортных контейнеров производится в отдельном строении, примыкающем к первому модулю. Оно оборудовано механизмом для перемещения транспортных контейнеров перед операциями удаления/сушки сборок. Кроме того, в приемном отделении есть вспомогательные помещения, вентиляционная система и помещения для дозиметрического контроля персонала и оборудования.

Выбранная конструкция MVDC приспособлена для вертикального сухого хранения облученных сборок в бетонных модулях камеры. Основными элементами конструкции служат модули, выполненные из бетона и профилированной стали. Модуль содержит массив стальных труб, в которых хранится ОЯТ, причем каждая труба вмещает одну ТВС и снабжена съемной экранирующей пробкой, тоже стальной. Трубы заполняются азотом для создания инертной атмосферы. Армированные бетонные конструкции камеры облицованы профилированной сталью с образованием общего объема.

Загрузочная машина извлекает сборку из транспортного контейнера, залитого водой (С-30), и подает в трубу-хранилище через осушительную трубу. Загрузочная машина работает в замкнутом объеме над трубами-хранилищами.

Казахстан. Единственный в республике быстрый реактор был закрыт в мае 1999 г. ОЯТ было размещено при АЭС в сухое контейнеро-хранилище по совместному с США проекту.

Литва. В республике одна Игналинская АЭС с двумя реакторами РБМК-1500. Сборки ОЯТ, выгруженные из реактора, охлаждались в бассейне-хранилище ББ не меньше года, после чего передавались из бассейна на горячий участок реакторного здания. Там их распиливали на две части (два пучка топлива с центральными стержнями и удаленной оболочкой), помещали в транспортную упаковку на 102 посадочных места и перевозили в бассейн ББ для хранения.

Было построено временное хранилище, рассчитанное на контейнеры двойного назначения (транспортировка и хранение) CASTOR. Упаковки сборок ОЯТ находились в бассейне до погрузки в CASTOR для перевозки в сухое хранилище. Поврежденные сборки для сухого хранения не предназначались.

Запланировано поэтапное сооружение сухого хранилища: первая очередь - на 72 контейнера, последующие будут сооружаться по мере надобности. Оформляется лицензия на последующие очереди сухого контейнеро-хранилища (CONSTOR).

Зона хранилища окружена защитной стеной из армированного бетона и режимным периметром. Контейнеры хранятся в вертикальном положении на площадке из армированного бетона.

Румыния. Эксплуатируется один блок с реактором CANDU, сооружается второй, запланированы еще три энергоблока. При проектном темпе выгрузки один приреакторный бассейн AR должна обеспечить временное хранение ОЯТ в течении 10 лет. Обсуждается проект сооружения сухого бетонного хранилища.

Россия. В дополнение к приреакторным бассейнам AR в России действуют хранилища бассейнового типа ХОЯТ для ОЯТ с РБМК на Курской, Ленинградской и Смоленской АЭС. Другие бассейны-хранилища, предназначенные для ОЯТ с ВВЭР, работают на Ново-Воронежской АЭС и комбинате "Маяк"; еще одно хранилище построено на заводе РТ-2 в Красноярске. Этот второй завод по переработке ОЯТ, рассчитанный на реакторы ВВЭР-1000, запланирован, но его строительство откладывается, а, возможно, будет вообще отменено. Вместимость хранилищ ОЯТ на АЭС с реакторами РБМК уже увеличена путем модификации ангаров и уменьшения расстояний между сборками.

Заключено соглашение с компанией SGN на строительство двух сухих камерных хранилищ CASCAD, одно для Смоленской АЭС на 5000 тТМ, другое для Курской АЭС - на 8000 тТМ. Альтернативой этому является транспортировка ОЯТ реакторов РБМК на завод РТ-2 для хранения в бассейнах.

Оформляется лицензия на железобетонные контейнеры двойного назначения.

Хранилище ОЯТ при Ново-Воронежской АЭС. Хранилище ОЯТ АЭС с реакторами ВВЭР-1000, расположенное при Ново-Воронежской АЭС, спроектировано на 400 тТМ. Сборки хранятся в стойках в треугольном расположении с шагом 400 мм, залитые водой.

Рабочие ванны расположены в ряд с каждой стороны участка приема контейнеров. На дезактивационном участке находятся оборудование для собственно дезактивации контейнеров и их покраски. Приемный участок имеет конфигурацию уступа с двумя позициями. На верхней позиции с контейнера снимают крышку, на нижней - опорожняют. Рабочие ванны, соединенные друг с другом шлюзами - прямоугольные железобетонные структуры, имеющие размеры (в метрах) 6,2 x 4,4 x 16,4, двойную футеровку и коллектор утечек под футеровкой.

Хранилище ОЯТ на комбинате "Маяк". Временный бассейн-хранилище AFR (OS) расположен на территории комбината "Маяк", перерабатывающего ОЯТ реакторов ВВЭР-440, исследовательских реакторов и ЯЭУ подлодок. Хранилище содержит участки приема, хранения и переработки. ОЯТ хранится в упаковках. Вместимость - 560 тТМ.

Красноярское хранилище ОЯТ. Это хранилище находится на территории завода РТ-2 Красноярского ГХК и рассчитано на 6000 тТМ ОЯТ реакторов ВВЭР-1000 в упаковках, готовых для переработки на РТ-2.

Бассейн состоит из 15 ванн плюс одна резервная. Ванны соединены между собой и через транспортный коридор с бассейном разгрузки. Упаковки со сборками помещаются на полу бассейна, имеющего размеры (в метрах) 11,3 x 3,45 x 8,4 и футерованного нержавеющей сталью. Бассейн отделяется от транспортного зала металлической декой с прорезями, которые закрыты откидными крышками. Щели служат направляющими для перемещения партии упаковок: каждую из них 16-тонный кран несет за транспортировочный стержень, проходящий сквозь щель. Этим предотвращаются соударения упаковок.

Словакия. АЭС "Богунице" имеет бассейн-хранилище, подобное описанным выше хранилищам в Болгарии и Германии, которое в настоящее время перестраивается. Перестройка включает увеличение вместимости (с 600 до 1400 тТМ) благодаря изменению конфигурации упаковок и более плотной загрузке бассейнов.

Хранилище состоит из трех рабочих ванн плюс одна резервная, соединенных каналами друг с другом. В эту структуру входят все вспомогательные участки на площади (в метрах) 45 x 66. Бассейны расположены на уровне поверхности земли. Имеется большой приемный шлюз для транспортных контейнеров. Рельсовый кран грузоподъемностью 125 т доставляет контейнеры в разгрузочный колодец, там ОЯТ извлекают при помощи мостового крана на 15 т и передают на промывочный участок, прежде чем поместить в рабочие ванны.

Словения. Бассейн при единственной в стране АЭС перестроен. Второй бассейн перестраивается в предвидении продления срока службы АЭС.

Украина. В настоящее время Украина располагает одним бассейном-хранилищем ХОЯТ для ОЯТ с РБМК Чернобыльской АЭС. Конструкция и технологии - стандартные для ОЯТ с реакторов РБМК-1000.

В Запорожье сооружают хранилище VSC; оформление лицензии задерживается.

При Чернобыльской АЭС строят ХОЯТ по контракту с Европейским банком реконструкции и развития по обеспечению ядерной безопасности, заключенному с французским консорциумом во главе с FRAMATOME. В этом хранилище будет использоваться контейнерная технология NUHOMS по лицензии FRAMATOME, рассчитанная на хранение 25 тыс. сборок в продолжение 100 лет.

Все украинские АЭС исследуют возможность создания около АЭС хранилищ ОЯТ.

* * *

Литература

1. Анитропов В. А, Александров Р. И., Ветютнев А.И. и др. В тени ядерного флота: проблемы утилизации судов атомно-технологического обслуживания//Жизнь и безопасность. 2001. № 1-2. С. 491-502.
2. Былкин Б.К., Шпицер В.Я. Проблема обоснования технической возможности демонтажа блоков АЭС. — Тяж. машиностр., 1992, № 4, С. 13—16.
3. Былкин Б.К., Шпицер В.Я. Системный анализ радиационной безопасности при демонтаже оборудования энергоблоков АЭС. — Атомная энергия, 1993, т. 74, вып. 5, С. 431—435.
4. Былкин Б.К., Шпицер В.Я. Системный подход как инструмент оптимизации технологических процессов демонтажа при снятии АЭС с эксплуатации. — Там же, 1994, т. 77, вып. 6, С. 460—462.
5. Берела А.И., Былкин Б.К., Шпицер В.Я. и др. Снятие АС с эксплуатации. Разработка демонтажной технологии. — Там же, 1997, т. 83, вып. 6, С. 429—433.
6. Былкин Б.К., Шпицер В.Я. Об оценке эффективности технологии демонтажа оборудования АЭС. — Теплоэнергетика, 1993, № 8, С. 33—36.
7. Былкин Б.К., Берела А.И., Этинген А. А. и др. Технологические аспекты демонтажа тепломеханического оборудования блока № 1 и машзала 1 очереди Белоярской АЭС. — Энерг. строит., 1994, № 10, С. 7—11.
8. Справочник монтажника тепловых и атомных электростанций. Организация демонтажных работ. Под общ. ред. В.П. Банника, Д.Я. Винницкого. 2-е изд., перераб. М.: Энергоатомиздат, 1981. 928 С.
9. Воронин Л.М. Особенности проектирования и сооружения АЭС. М.: Атомиздат, 1980. 192 с.
10. Довгуша В. В., Тихонов М. Н. Ядерные отходы флота -против народа Севера//Там же. 1996. № 2. С. 170-183; № 3. С. 216-248.
11. Довгуша В. В., Тихонов М. Н. Решения, которые нельзя откладывать//Морской сборник. 1996. № 1. С. 66-72.
12. Довгуша В. В., Тихонов М. Н. Обеспечение экологической безопасности при обращении с радиоактивными отходами на ядерно- и радиационно-опасных объектах Российской Федерации. Научные и технические аспекты охраны окружающей среды. 1997. № 2. С. 17-50.
13. Данилян В. А., Высоцкий В. Л., Максимов А. А. Влияние утилизации атомных подводных лодок на радиоэкологическую обстановку в Дальневосточном регионе//Атомная энергия. 2000. Т. 89, вып. 6. С. 454-474.
14. Довгуша В. В., Тихонов М. Н., Блехер А. Я. Источники загрязняющих отходов при утилизации атомных подводных лодок. Научные и технические аспекты охраны окружающей среды. 2001. № 1. С. 31 -51.
15. Доклад комиссии под председательством акад. А. В. Яблокова «Факты и проблемы, связанные с захоронением радиоактивных отходов в морях, омывающих территорию Российской Федерации». М., 1993.
16. Довгуша В. В., Тихонов М. Н. О проблеме захоронения радиоактивных отходов в морях//Природа. 1995. № 1.
17. Довгуша В. В., Тихонов М. Н. О проблеме комплексной разделки и утилизации снятых с эксплуатации кораблей с ядерными энергетическими установками//Экология промышленного производства. 1996. Вып. 1. С. 3-20.
18. Довгуша В. В., Тихонов М. Н. О системно-комплексном подходе к проблеме обеспечения радиационной и экологической безопасности при утилизации АПЛ и судов с ЯЭУ//Бюллетень по атомной энергии. 2001. № 7. С. 39-45.-
19. Источники радиоактивного загрязнения Мурманской и Архангельской областей. Осло, «Беллуна», 1994.
20. В.Кревитт, Р.Фридрих «Сравнение риска от различных источников электроэнергии», «Атомная техника за рубежом», 1998 г, № 5, С.15-21
21. В.М.Кузнецов "Российская атомная энергетика. Вчера, сегодня, завтра.". Москва, 2000 г. изд. "Голос-пресс". 287 С.
22. В.М.Кузнецов «Государственная радиация», МЧФБ, г.Москва, 1994 г., 68 С.
23. В.М.Кузнецов (в соавторстве) «Радиационное наследие холодной войны», РЗК, г.Москва, 1999 г. 376 С.
24. В.М.Кузнецов (в соавторстве) «Руководство по обеспечению радиационной безопасности при локализации и ликвидации радиационных аварий и катастроф на объектах России», МЧС, г.Москва, 1997 г. 220 С.

25. 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.
26. В.М.Кузнецов «Основные проблемы и современное состояние безопасности предприятий ядерного топливного цикла России», РЗК, ЦЖВМ, г.Москва, 2002 г., изд-во ООО «Агентство Ракурс Продакшн», 264 С.
27. В.М.Кузнецов (в соавторстве) «Плавучие АЭС России», РЗК, ЦЭП, г.Москва, 2001 г. изд-во ООО «Агентство Ракурс Продакшн», 110 С.
28. В.Кузнецов «Множество вопросов по поводу «малого атома», Сегодня, 06.06.96 г.
29. В.Кузнецов «Отсутствие национальной системы контроля за радиоактивными материалами – не порок», Сегодня, 15.09.94 г.
30. В.Кузнецов «Могильник без границ», Труд, 02.08.95 г.
31. В.Кузнецов «Территория бывшего Советского Союза представляет большую радиационную опасность, чем когда-либо», Сегодня, 23.09.93 г.
32. В Кузнецов «Снова об отходах», Сегодня, 19.09.96 г.
33. В.Кузнецов «АЭС нам необходимы, уметь останавливать их столь же необходимо», Сегодня, 17.02.94 г.
34. В.Кузнецов «Московский эпицентр», Ядерная безопасность, № 25-26, 1999 г.
35. Куликовский Л.Ф., Мотов В.В. Теоретические основы информационных процессов. Учеб», пос. для вузов. М.: Высшая школа, 1987. 248 С.
36. Отчеты о деятельности Федерального надзора России по ядерной и радиационной безопасности 1992-2001 гг.
37. Павлов А. С. Военные корабли СССР и России (1945-1995 гг.), г.Якутск, 1994.
38. «Стратегия развития атомной энергетики России в первой половине XXI века», бюллетень ЦОИ, № 6, 2000 г. стр.4.
39. Северный флот. Потенциальный риск радиоактивного загрязнения региона. Осло, «Беллуна», 1996.
40. Сигорский Б.П. Математический аппарат инженера. 2-е изд. Киев: Техника, 1977. 768 С. 10.
41. Саркисов А. А. Потенциальная радиационная и экологическая опасность, связанная с выводом из эксплуатации и утилизацией АПЛ, и пути ее минимизации. Материалы Международного семинара «Научные и технологические проблемы вывода из эксплуатации стационарных и транспортных ядерных энергетических установок». Санкт-Петербург, май 1997.
42. Саркисов А. А. Экологические аспекты утилизации атомных подводных лодок//Известия Академии наук. Энергетика. 1999. № 1. С. 47-60.
43. Саркисов А. А. Возможное влияние выведенных из эксплуатации российских атомных подводных лодок на экологическую безопасность. Сборник тезисов докладов на Международном семинаре «Экологические проблемы утилизации атомных подводных лодок» (4-9 июля 2001 г.). Северодвинск, 2001. С. 115-118.
44. Смольякова Т. Радиоактивные отходы еще послужат. Распоряжение Правительства Российской Федерации от 1.09.1995 г. № 1197-р//Российская газета. 1995.21 сентября
45. 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).
46. (Nucl. Energy. 1999. V. 38, N 5. P. 315--319.)
47. «Atomwirtschaft» for 2001)
48. («Safety Assessment Principles – SAPs»). (Inside N.R.C. 1999. V. 21, N 14. P. 9–14.)
49. Inside NRC, February 14, 2000, pp. 11-13.
50. Nucleonics Week, v. 40, July 8, 1999, pp. 4-5.
51. Nuclear Engineering International, v. 45, July 2000, pp. 32-33.
52. JNNM, v. 28,N 4, Summer 2000, p. 34-39

Список сокращений

АВР	автоматический ввод резерва
АЗ	аварийная защита
АС	атомная станция
АЭУ	атомная энергетическая
БВ	бассейн выдержки
БЩУ	блочный щит управления
ВАБ	вероятностный анализ
ВВЭР	водо-водяной энергетический
ВХР	воднохимический режим
ГЦН	главный циркуляционный насос
ГЦК	главный циркуляционный
ЖОК	железобетонное ограждение
КИП	контрольно-измерительные
ЛСБ	локализующие системы
НД	нормативной документ
ОТТ	общие технические требования
ОСТ	отраслевой стандарт
ОЯТ	отработавшее (облученное)
ПВ	природные воздействия
ПГ	парогенератор
ПЗ	проектное землетрясение
ПИС	постулируемое исходное
ПК	предохранительный клапан
ПНАЭ	Правила и Нормы атомной
РАО	радиоактивные отходы
РВ	радиоактивные вещества
РД	руководящий документ
РО СУЗ	рабочий орган СУЗ
РУ	реакторная установка
СБ	системы безопасности
СВБ	системы, важные для
СЭ	снятие с эксплуатации
ТВС	тепловыделяющая сборка
ТВЭЛ	тепловыделяющий элемент
ХОЯТ	хранилище отработавшего
ХСТ	хранилище свежего топлива
ЭО	эксплуатирующая организация
ЯРОО	ядерно и радиационно-опасные
ЯТЦ	ядерный топливный цикл
ЯТ	ядерное топливо