



UA0600900

ISBN-UA-111

**А. А. Ключников, Э. М. Пазухин,
Ю. М. Шигера, В. Ю. Шигера**

РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ АЭС И МЕТОДЫ ОБРАЩЕНИЯ С НИМИ



**Чернобыль
2005**

А. А. Ключников, Э. М. Пазухин,
Ю. М. Шигера, В. Ю. Шигера

**РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ АЭС
И МЕТОДЫ ОБРАЩЕНИЯ С НИМИ**

Монография

Под редакцией Ю. М. Шигеры

Чернобыль
ИПБ АЭС НАН Украины
2005

УДК 621.039.7

ББК 31.4

P15

P15

**Радиоактивные отходы АЭС и методы обращения с ними / Ключников А.А., Пазухин Э. М., Шигера Ю. М., Шигера В. Ю. – К.: Институт проблем безопасности АЭС НАН Украины, 2005. – 487 с.: ил.
ISBN 966-96513-0-1.**

Освещаются современные знания в области обращения с радиоактивными отходами на примере самой крупной техногенной аварии на Чернобыльской АЭС.

Авторы на примере атомной станции, которая после аварии 1986 года стала в определенной степени испытательным полигоном, доносят до читателей все многообразие проблем, которые приходится решать персоналу атомной станции и работникам научных организаций.

Предназначена для широкого круга читателей. Будет полезна студентам, инженерам, специалистам и научным работникам, работающим в сфере использования ядерной энергии, источников ионизирующего излучения, радиационных технологий и для получения современного опыта обращения с ядерными делящимися материалами.

УДК 621.039.7

ББК 31.4

ISBN 966-96513-0-1

© А. А.Ключников, Э. М. Пазухин,
Ю. М. Шигера, В. Ю. Шигера, 2005

Введение

В последние десятилетия широкое применение в технике, промышленности, медицине и науке нашли технологии с использованием источников ионизирующего излучения, радиоактивных веществ и ядерных материалов. Использование этих технологий становится определяющим фактором для экономики государства. Получение тепловой и электрической энергии за счет использования традиционных источников – органического топлива связано с возрастающим негативным воздействием на человека и окружающую среду в результате выброса в атмосферу сернистых и азотистых соединений, оксидов тяжелых металлов, пыли и т.п.

Развитие промышленности, транспорта, сельского и коммунального хозяйств требует неуклонного увеличения производства электроэнергии.

Энергетические ресурсы обычного топлива, заключённого в недрах Земли, быстро исчерпываются. Начиная с первого промышленного применения угля в 1800 г., и нефти в 1857 г., ежегодное потребление этих видов топлива каждые 17 лет возрастало вдвое и достигло на сегодня громадных размеров.

Земля получила в прошлом и получает сейчас от Солнца огромное количество энергии. Ежегодно на поверхность земного шара от Солнца поступает лучевая энергия в количестве $620 \cdot 10^{15}$ кВт·час. Однако масштабы её использования ещё сравнительно очень незначительны.

Реальным источником энергии, решающим проблемы истощения органического топлива и снижения экологической нагрузки на окружающую среду может стать атомная энергетика.

Атомная энергетика не потребляет кислорода и имеет ничтожное количество выбросов при нормальной эксплуатации. Если атомная энергетика заменит обычную энергетiku, то возможности возникновения «парника» с тяжёлыми экологическими последствиями глобального потепления будут устранены.

Ядерная энергия занимает одно из ведущих мест среди иных энергетических источников. По запасам энергии ядерные виды топлива (^{238}U и ^{232}Th) примерно в 20 раз превосходят все органические топлива, вместе взятые. Это даст человечеству на долгое время мощный источник энергии, необходимый для обеспечения неуклонного технического прогресса. Применение ядерной энергии открыло новую эру в развитии науки и техники и создаёт предпосылку для решения ряда научных и технических задач, которые раньше не удавалось осуществить.

Широкое строительство АЭС ведётся в настоящее время и будет продолжаться в ближайшем будущем в густонаселённых регионах, т. е. на густонаселённых территориях с развитой промышленностью и интенсивным сельским хозяйством, как и в европейской части мира, где находится Украина, так и на других континентах. Дело не только в сосредоточении основных потребителей электроэнергии, но и в том, что производство электроэнергии на АЭС является чистым производством, т. е. производством, в наименьшей степени влияющим на природу и человека.

Чрезвычайно важным обстоятельством является тот факт, что атомная энергетика доказала свою экономическую эффективность практически во всех районах земного шара. Кроме того, даже при большом масштабе генерации электроэнергии на АЭС атомная энергетика не создаст особых транспортных проблем, поскольку требует ничтожных транспортных расходов, что освобождает общества от бремени постоянных перевозок огромных количеств органического топлива. Главными факторами, которые будут определять развитие того или иного источника энергии в течении ближайших 30-50 лет, будут его безопасность, экологическая чистота и экономическая конкурентоспособность.

Растущее загрязнение природной среды рано или поздно заставит выработать международное соглашение, обязывающее все страны ограничить выход в атмосферу загрязнителей до определенной величины.

Украина подписала Международную конвенцию об охране воздушного бассейна от вредных выбросов в атмосферу. Поэтому долговременные планы развития энергетики в Украине уже сейчас должны быть нацелены на создание возможно более экологически чистых источников энергии.

Внедрение основных принципов культуры безопасности на высшем, правительственном уровне Украины в течение последних лет можно продемонстрировать принятием таких законодательных документов как Закон Украины «Об использовании ядерной энергии и радиационной безопасности», Закон Украины «Об обращении с радиоактивными отходами», Закон Украины «Об охране окружающей среды», Закон Украины «Об охране труда».

Доза ионизирующего излучения естественного фона в городах составляет 1,2 - 1,3 мЗв в год (120 - 130 мБэр/год), то дополнительная дозовая нагрузка на человека, проживающего вблизи АЭС при ее нормальной работе, не превышает $(5-10) \cdot 10^{-2}$ мЗв/год (0,5-1,0 мБэр/год), т. е. не превышает колебаний значений дозы естественного фона и не всегда может быть даже измерена. Именно такое положение с радиационной безопасностью АЭС в режиме нормальной эксплуатации позволяет считать ее чистым производителем электроэнергии и позволяет располагать их в достаточно густонаселенных регионах мира.

По данным МАГАТЭ, на начало 2001 г. в 32 странах мира, где эксплуатируются АЭС, работало 439 энергетических ядерных реактора, 31 из которых суммарной электрической мощностью 31 000 МВт были поставлены под нагрузку в 1984г. В настоящее время АЭС обеспечивают 21% мирового производства электроэнергии. Доля национального производства электроэнергии на АЭС составила: во Франции – 77%; Бельгии – 55%; Финляндии – 30%; Швеции – 42%; Швейцарии – 36%; Болгарии – 47%; Германии – 31%; Японии – 36%; США – 21%; Венгрии – 41%; Украине – 45%.

В странах бывшего СССР в 2000 году работало 45 энергоблоков суммарной мощностью 37 068 МВт (электрических). Выработка электроэнергии на этих АЭС в 2000 г. составила около 191,9 млрд. кВт-ч.

В режиме нормальной эксплуатации АЭС выбрасывает в окружающую среду такое количество отходов, что их воздействие на человека и природные комплексы практически не удается обнаружить.

Более чем сорокалетняя история развития ядерной энергетики сопровождалась крупными научно-техническими программами исследований по радиационной безопасности. Уже с момента становления ядерной энергетики были приняты меры и найдены такие технические решения снижения или практически полного предотвращения возможных вредных воздействий ионизирующих излучений на человека, так что сегодня можно утверждать, что задача обеспечения безопасности человека при нормальной эксплуатации АЭС решена.

На АЭС на стадии проектирования, строительства и эксплуатации осуществляется комплекс технических, санитарно-гигиенических и организационных мероприятий, разработанных на строгой научно-технической основе, который обеспечивает такое радиационное воздействие на население и природные комплексы, которое современной наукой признано допустимым.

Согласно рекомендациям МКРЗ – Международной комиссии по радиологической защите – в Украине, как и в других странах, развивающих ядерную энергетику, принят санитарно-гигиенический принцип защиты от радиационных воздействий. Он адресован человеку и гласит, что цель радиационной защиты состоит в том, чтобы «...обеспечить защиту от ионизирующего излучения отдельных лиц, их потомства и человечества в целом и в то же время создать соответствующие условия для необходимой практической деятельности человека, во время которой люди могут подвергаться воздействию ионизирующего излучения».

МКРЗ полагает, что уровень безопасности, необходимый для человека, достаточен для безопасности всех других живых существ, хотя и не обязательно для отдельных особей. Иными словами, в настоящее время считается, что любые нормативы, обеспечивающие радиационную безопасность человека, обеспечивают радиационную безопасность как отдельных биогеоценозов, так и биосферы в целом. На современном уровне наших знаний о реакциях биогеоценозов на радиационные воздействия с этим просто приходится соглашаться. Поэтому, когда речь идет сегодня об охране окружающей среды при эксплуатации АЭС, мы, по существу, говорим о радиационной защите человека при эксплуатации АЭС, а окружающая среда при этом охраняется (от радиоактивного загрязнения) как некоторое промежуточное звено, способное при его радиоактивном загрязнении воздействовать на человека.

Авария на Чернобыльской АЭС в 1986 году в определенной степени вызвала недоверие широкой общественности к атомной энергетике в целом, в результате чего произошло снижение ввода в эксплуатацию новых АЭС. В 1991 году Парламентом Украины было принято решение о моратории на развитие атомной энергетики, которое просуществовало до 1994 года. Последствия этого моратория в полной мере не оценены, но можно утверждать, что это существенно сказалось на престиже атомной энергетики в целом и привело к колоссальным экономическим потерям для Украины.

Но авария на Чернобыльской АЭС явилась и тем позитивным толчком, который послужил началом целого ряда работ по переоценке уровня безопасности АЭС, разработке и внедрению дополнительных мероприятий по повышению безопасности реакторов, принципов культуры безопасности и новых методов радиационной защиты.

Любой вид деятельности человека совместно с пользой для общества несет за собой и негативные последствия. Одним из таких негативных последствий, в сфере использования ядерной энергии, является образование радиоактивных отходов. В действующем национальном законодательстве радиоактивными отходами называются материальные объекты и субстанции, активность радионуклидов или радиоактивное загрязнение, которых превышает уровни, установленные действующими нормами, при условии, что использование этих объектов и субстанций не предусматривается. А вся совокупность видов деятельности по их сбору, переработке, переработке, хранению и захоронению получила название «обращение с радиоактивными отходами».

Радиоактивные отходы возникают на каждом этапе использования радиоактивных веществ и ядерных технологий: при добыче и переработке урановых и ториевых руд, изготовлении, использовании и переработке ядерного топлива, применении радиоактивных веществ, радиоизотопных приборов и источников ионизирующего излучения в медицине, промышленности, научных исследованиях и т.п.

Радионуклиды, содержащиеся в радиоактивных отходах, имеют различные физико-химические свойства и поэтому по разному влияют на человека и биосферу. Опасность вредного воздействия на живые организмы зависит от доз облучения, времени, в течение которого радионуклиды представляют опасность, путей поступления их в организм, их активности, концентрации и проч.

Следовательно, чтобы защитить человека от негативного воздействия радиоактивных отходов необходимо обеспечить их сбор и изоляцию от биосферы. Следующее и главное условие обеспечения безопасности состоит в обезвреживании радиоактивных отходов. Сегодня для этого человечество применяет единственный метод – выдержка радиоактивных отходов в изолированных условиях такое время, в течение которого произойдет естественный распад всех содержащихся в них радионуклидов.

Опасения определенной части общества в том, что наша планета Земля превратится во всемирную радиоактивную свалку совершенно беспочвенны.

В книге использованы более сотни источников информации в виде статей, докладов, монографий, опубликованных как и отечественными, так и зарубежными авторами в 1970 – 2004 годах. В этом плане книга отражает ситуацию в области обращения, методик переработки, захоронения РАО, когда установки по переработке РАО стали применять в атомной промышленности многих стран мира, чему постоянно содействует и МАГАТЭ.

Глава 1. Источники радиации, созданные человеком

За последние несколько десятилетий человек создал несколько сотен искусственных радионуклидов и научился использовать энергию атома в самых разных целях: в медицине и для создания атомного оружия, для производства энергии и обнаружения пожаров, для изготовления светящихся циферблатов часов и поиска полезных ископаемых. Все это приводит к увеличению дозы облучения как отдельных людей, так и населения Земли в целом. Индивидуальные дозы, получаемые разными людьми от искусственных источников радиации, сильно различаются. В большинстве случаев эти дозы весьма невелики, но иногда облучение за счет техногенных источников оказывается во много тысяч раз интенсивнее, чем за счет естественных. Как правило, для техногенных источников радиации упомянутая вариабельность выражена гораздо сильнее, чем для естественных. Кроме того, порождаемое ими излучение обычно легче контролировать, хотя облучение, связанное с радиоактивными осадками от ядерных взрывов, почти так же трудно контролировать, как и облучение, обусловленное космическими лучами или земными источниками.

В связи с разработкой человеком некоторых технологических процессов происходит изменение естественного радиационного фона, которое названо «технологически повышенным естественным радиационным фоном». Это связано с локальным изменением распределения естественных источников излучения в результате человеческой деятельности, что приводит к изменению уровня облучения. Сюда относится сжигание ископаемого топлива, которое обогащает биосферу такими изотопами, как торий, уран, радий, и увеличивает дозовую нагрузку, но одновременно уменьшает концентрацию ^{14}C .

Тепловые станции. Уголь, подобно большинству других природных материалов, содержит ничтожные количества первичных радионуклидов. Последние, извлеченные вместе с углем из недр земли, после сжигания угля попадают в окружающую среду, где могут служить источником облучения людей. Хотя концентрация радионуклидов в разных угольных пластах различается в сотни раз, в основном уголь содержит меньше радионуклидов, чем земная кора в среднем. Но при сжигании угля большая часть его минеральных компонентов спекается в шлак или золу, куда в основном и попадают радиоактивные вещества. Большая часть золы и шлаки остаются на дне топки электростанции. Однако более легкая зольная пыль уносится тягой в трубу электростанции. Количество этой пыли зависит от отношения к проблемам загрязнения окружающей среды и от средств, вкладываемых в сооружение очистных устройств. Облака, извергаемые трубами тепловых электростанций, приводят к дополнительному облучению людей а, оседая на землю, частички могут вновь вернуться в воздух в составе пыли.

Активность природных радионуклидов, выбрасываемых в атмосферу электростанциями, работающими на угле, зависит от таких факторов, как концентрация активности в угле, его зольность, температура сжигания, фильтрующие системы. При исследовании 1000 образцов угля (США) установлено, что удельная активность ^{40}K колеблется от 0,7 до 70 Бк/кг, ^{238}U — от 3

до 520 Бк/кг, ^{232}Th - от 3 до 320 Бк/кг. В углях удельная активность радионуклидов меньше, чем в земной коре в провинциях с высоким радиационным фоном. Однако следует учитывать, что в месторождениях низкосортных углей встречаются урано-железистые угли с высоким содержанием радионуклидов уранового ряда. НКДАР условно принял, что в углях удельная активность ^{40}K , ^{238}U , ^{232}Th составляет 50, 20 и 20 Бк/кг соответственно и что все продукты распада урана и тория находятся в радиоактивном равновесии, хотя это не всегда имеет место.

Во время сжигания угля при температуре около 1700°C летучая зола с горячими газами выносится в трубу, где частично задерживается и очищается, а частично поступает в атмосферу. В золе удельная активность радионуклидов вследствие выгорания топлива оказывается значительно выше, чем в земной коре. В золе средняя удельная активность: ^{40}K - 265 Бк/кг, ^{238}U - 200 Бк/кг, ^{226}Ra - 240 Бк/кг, ^{210}Pb - 930 Бк/кг, ^{210}Po - 1700 Бк/кг, ^{232}Th - 70 Бк/кг, ^{228}Th - 110 Бк/кг и ^{228}Ra - 130 Бк/кг.

Таблица 1.1. Расчетные значения активности природных радионуклидов в годовых выбросах в атмосферу летучей золы, МБк на 1 ГВт выработанной электрической энергии.

Страна	^{40}K	^{238}U	^{226}Ra	^{210}Pb	^{210}Po	^{232}Th	^{228}Ra	^{238}Th
Франция	3500	7000	7000	-	-	6000	-	-
ФРГ	-	1400	1070	6400	14700	540	640	540
Индия	-	-	-	-	-	-	15000	-
Италия	-	22400	22400	41000	-	44000	-	-
Бывший СССР	20000	-	-	8100	7400	2000	1100	-
Великобритания	1000	1000	1000	1000	1000	1000	1000	1000
США	2000	410	410	2000	2000	370	370	370
Усредненные значения	4000	1500	1500	5000	5000	1500	1500	1500
Удельная активность радионуклидов в выбрасываемой золе, Бк/кг.								
	600	200	40	400	400	40	40	40

Исследование образования аэрозолей при сжигании углей на электростанциях показало, что распределение микроэлементов между летучей золой и шлаком неравномерно. Происходит обогащение мелких фракций летучей золы из-за возрастания отношения поверхности к объему. Эффект обогащения возрастает с уменьшением объема частиц. Коэффициенты обогащения разных нуклидов различны.

С уменьшением аэродинамического диаметра с 18,5 до 3,4 мкм коэффициент обогащения по ^{210}Pb и ^{210}Po составил 5 - 10, ^{238}U - 3, по ^{226}Ra - 1,8, по ^{228}Ra - 1,5 и по ^{232}Th - 1,3. Поведение всех этих нуклидов и ^{40}K неоднозначно. Они могут попадать в атмосферу или задерживаться в шлаке в зависимости от качества углей, примесей в них алюмосиликатных минералов и т.п. Для оценки радиационной опасности выбрасываемых радионуклидов важно знать дисперсность частиц. Проведенные исследования показали, что распределение частиц подчиняется логнормальному закону с медианным диаметром для урана, тория и радия 3-5 мкм, а для свинца и полония 1 мкм. Найдено и бимодальное распределение частиц со значением 0,06 и 0,5 мкм или 0,04 и 0,25 мкм. Эти субмикронные частицы представляют особый инте-

рес, поскольку могут вести себя в организме как растворимые аэрозоли, способные не только проникать в альвеолярный отдел легких, но и быстро всасываться в кровь.

Из таблицы 1.1 видно, что в выбросах золы, отнесенных на 1 ГВт выработанной электроэнергии в год, содержится 4000 МБк ^{40}K , 1500 МБк ^{238}U , 1500 МБк ^{226}Ra , по 5000 МБк ^{210}Pb и ^{210}Po , и по 1500 МБк ^{232}Th , ^{228}Ra , ^{228}Th . Выбросы ^{222}Rn и ^{220}Rn оценены в 60 ГБк на 1 ГВт.

Как видно, выбросы в окружающую среду радиоактивных веществ с золой угольных электростанций настораживают и делают необходимым оценить возможные уровни облучения вблизи угольных ТЭС. Попытки установить обогащение радионуклидами приземного воздуха вокруг угольных электростанций, в пробах снега, в поверхностном слое почвы не всегда удавались.

Однако активность радия в леднике, расположенном в 150 км от промышленного центра в Польше, оказалась в 50 раз выше в пробах льда, образовавшегося за последние 80 лет. Эффекты концентрации подтверждаются при сравнении верхних слоев почвы в промышленных и сельских районах. По данным [6] в СССР годовой прирост концентрации ^{228}Th , ^{226}Ra и ^{40}K в верхнем 30-ти см слое почвы в радиусе 20 км от угольной электростанции составляет в среднем 0,08; 0,12 и 0,03% соответствующих естественных концентраций этих нуклидов в почвах. Население, проживающее вокруг угольных электростанций, подвергается внешнему облучению, обусловленному излучением радионуклидов, осевших на поверхность земли. Кроме того, выбрасываемые с золой естественные радионуклиды могут попасть в организм через органы дыхания и пероральным путем вследствие отложения радионуклидов на поверхности растений.

Ожидаемые дозы на единицу вдыхаемой активности от природных радионуклидов, выбрасываемых в атмосферу угольными электростанциями формируются либо в легких, например ^{238}U и ^{234}U (5,5 и 6,6 мкГр), и создают почти половину эффективной эквивалентной дозы, равной 13 и 15 мкЗв на 1 Бк вдыхаемой активности, либо на костных поверхностях от ^{230}Th (45 мкГр на 1 Бк), ^{232}Th (240 мкГр на 1 Бк) или ^{228}Th (20 мкГр на 1 Бк). При этом доза, обусловленная торием на костных поверхностях, составляет до 90% эффективной эквивалентной дозы в организме. Следует отметить, что существенная часть дозы, создаваемая торием, приходится на красный костный мозг. Эти дозы рассчитаны в предположении, что эффективная высота трубы составляет 100 м, роза ветров равномерная и годовая концентрация в воздухе на уровне земли достигает максимума $4 \cdot 10^{-8}$ Бк/м³ в 1 км от трубы [6].

Расчеты облучаемости населения вокруг угольной электростанции приведены в таблице 1.2. Таким образом, на 1 ГВт(эл.) мощности годовая коллективная эффективная эквивалентная доза составляет около 2 чел·Зв, из которых 1,4 чел·Зв обусловлено вдыханием во время прохождения шлейфа; 0,56 чел·Зв приходится на внутреннее облучение от поступления радионуклидов пероральным путем и 0,09 чел·Зв связано с внешним облучением. Поскольку на земном шаре сжигается $3,7 \cdot 10^{12}$ кг угля, т.е. в 1000 раз больше, чем при выработке 1 ГВт(эл.), годовая коллективная эффективная эквивалентная доза равна 2000 чел·Зв. Как видно, вклад угольных электростанций в дозу на насе-

ление составляет в настоящее время $2,0 \cdot 10^{-2}$ % средней дозы, обусловленной естественным фоном.

Таблица 1.2. Ожидаемая коллективная эффективная эквивалентная доза, создаваемая природными радионуклидами, выбрасываемыми в атмосферу на угольных электростанциях, чел.Зв на 1 ГВт в год

Радионуклид	При вдыхании во время прохождения шлейфа выброса	В результате осаждения радионуклидов на местности		Всего
		Внутреннее облучение	Внешнее облучение	
^{238}U	0,04	0,006	—	—
^{234}U	0,05	0,006	—	—
^{230}Th	0,18	0,009	—	—
^{226}Ra	0,004	0,009	0,04	0,82
^{222}Rn + дочерние продукты	0,001	0,20	—	—
^{210}Pb + ^{210}Po	0,05	0,22	—	—
^{232}Th	0,86	0,003	—	—
^{228}Ra + дочерние продукты	0.18	0,02	0,05	1,20
^{220}Rn + дочерние продукты	—	0,09	—	—
Сумма	1,40	0,56	0,09	2,00

Согласно текущим оценкам, производство каждого ГВт·года электроэнергии обходится человечеству в 2 чел.Зв ожидаемой коллективной эффективной эквивалентной дозы облучения, т.е. в 1979 году, например, ожидаемая коллективная эффективная эквивалентная доза от всех работающих на угле электростанций во всем мире составила около 2000 чел.Зв. На приготовление пищи, и отопление жилых домов расходуется меньше угля, но зато больше зольной пыли летит в воздух в пересчете на единицу топлива.

Таким образом, из печек и каминов всего мира вылетает в атмосферу зольной пыли, возможно, не меньше, чем из труб электростанций. Кроме того, в отличие от большинства электростанций жилые дома имеют относительно невысокие трубы и расположены обычно в центре населенных пунктов, поэтому гораздо большая часть загрязнений попадает непосредственно на людей. До последнего времени на это обстоятельство почти не обращали внимания, но по весьма предварительной оценке из-за сжигания угля в домашних условиях для приготовления пищи и обогрева жилищ во всем мире в 1979 году ожидаемая коллективная эффективная эквивалентная доза облучения населения Земли возросла на 100000 чел.Зв.

Не много известно также о вкладе в облучение населения от зольной пыли, собираемой очистными устройствами. В некоторых странах более трети ее используется в хозяйстве, в основном в качестве добавки к цементам и бетонам. Иногда бетон на 4/5 состоит из зольной пыли. Она используется также при строительстве дорог и для улучшения структуры почв в сельском хозяйстве. Все эти применения могут привести к увеличению радиационного облучения, но сведений по этим вопросам публикуется крайне мало.

Производство минеральных удобрений. Добыча фосфатов ведется во многих местах земного шара; они используются главным образом для произ-

водства удобрений, которых в 1977 году во всем мире было получено около 30 млн. т. Большинство разрабатываемых в настоящее время фосфатных месторождений содержит уран, присутствующий там в довольно высокой концентрации. В процессе добычи и переработки руды выделяется радон, да и сами удобрения радиоактивны, и содержащиеся в них радионуклиды проникают из почвы в пищевые культуры (рис. 1.1).

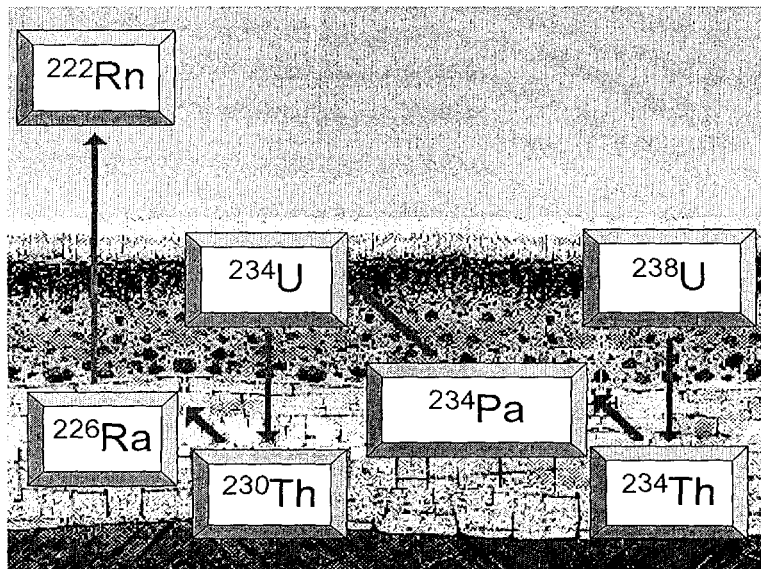


Рис. 1.1. Миграция радионуклидов в земной коре.

Радиоактивное загрязнение в этом случае бывает обыкновенно незначительным, но возрастает, если удобрения вносят в землю в жидком виде или если содержащие фосфаты вещества скормливают скоту.

Такие вещества действительно широко используются в качестве кормовых добавок, что может привести к значительному повышению содержания радиоактивности в молоке. Все эти аспекты применения фосфатов дают за год ожидаемую коллективную эффективную эквивалентную дозу, равную примерно 6000 чел·Зв, в то время как соответствующая доза из-за применения фосфогипса, полученного только в 1977 году, составляет около 300000 чел·Зв.

Рассмотрим результаты исследований по облучаемости населения при добыче и переработке фосфатных руд в целях использования их в качестве удобрения. В мире ежегодно добывается более $1,3 \cdot 10^{11}$ кг товарной руды, содержащей от 70 до 1500 Бк ^{238}U на 1 т, находящегося в равновесии с дочерними продуктами распада. Активности ^{232}Th и ^{40}K сопоставимы с обычным их содержанием в почвах. При переработке $2,7 \cdot 10^6$ тонн фосфатной руды выброс в атмосферу составляет $250 \cdot 10^6$ Бк ^{238}U , т.е. 90 Бк на 1 т переработанной руды, и около $1,5 \cdot 10^6$ Бк ^{222}Rn на 1 т переработанной руды. Следовательно, общее

количество ^{222}Rn , поступающее за год в атмосферу, составляет примерно $4 \cdot 10^{12}$ Бк ^{222}Rn . Исследования показали что концентрация радионуклидов в приземном воздухе на расстоянии 400 и 1000 м от работающих установок по переработке и обогащению фосфатной руды составляет 30-200 мкБк/м³ по ^{238}U , ^{226}Ra и ^{230}Th , что в 2 – 14 раз выше естественных концентраций.

Вследствие длительного применения фосфатных удобрений в почве может увеличиваться количество радионуклидов ряда урана и тория на 0,25-1% их естественной активности, при этом заметного увеличения активности сельскохозяйственной продукции не отмечается. Если удобрение применяют в жидком виде, пищевые продукты могут загрязняться радиоактивными веществами. Например, концентрация ^{226}Ra в молоке коров может достигать 25 Бк/м³ по сравнению с обычными уровнями 3-10 Бк/м³.

Таблица 1.3. Ожидаемая коллективная эффективная эквивалентная доза на единицу массы товарной руды при переработке фосфатных пород

Источник облучения	Вдыхание при прохождении шлейфа выброса, 10^{-6} чел·Зв на 1 т	В результате осадения радионуклидов, 10^{-6} чел·Зв на 1 т		Всего
		Внутреннее облучение	Внешнее облучение	
Выбросы в атмосферу с установок:				
– для сушки руды	0,04	0,01	0,002	0,05
– для получения кислоты влажным способом	0,03	0,0009	0,0001	0,03
– для получения фосфорной кислоты влажным способом	0,2	0,06	0,01	0,3
– для извлечения урана	0,05	0,007	–	0,06
Использование фосфатных удобрений	–	50	15	65

В табл. 1.3 приведены оценки ожидаемой коллективной эффективной эквивалентной дозы на единицу массы товарной руды фосфатов при ее переработке. Следовательно, при выбросе в атмосферу на всем цикле переработки руды от 75 до 100% дозы реализуется вследствие вдыхания при прохождении шлейфа, выброса. Эти величины составляют $(0,02-0,2) \cdot 10^{-6}$ чел·Зв на 1 т и вместе с последующим внутренним и внешним облучением $(0,03-0,3) \cdot 10^{-6}$ чел·Зв на 1 т.

Большой вклад в дозу вносит использование фосфатных удобрений в сельском хозяйстве – $6,5 \cdot 10^{-5}$ чел·Зв на 1 т, из которых $5,0 \cdot 10^{-5}$ чел·Зв на 1 т обусловлено внутренним облучением. Как видно, вклад в дозу от этого вида деятельности человека невелик.

Сравнительно более высокие поглощенные дозы реализуются при использовании побочного продукта – фосфогипса – для строительства жилых зданий.

Удельная активность ^{226}Ra в 1 кг фосфогипса составляет 900 Бк/кг, общее количество наработанного фосфогипса достигает более $9 \cdot 10^7$ т. Использование в строительстве жилых зданий таких материалов приводит к созданию мощности дозы излучения порядка 0,05-0,07 мкГр/ч, или до 3 бэр за

70 лет. Расчеты показывают, что доза внутреннего и внешнего облучения, обусловленная фосфогипсом, составит соответственно, $1,7 \cdot 10^{-2}$ и $1,6 \cdot 10^{-2}$ чел·Зв на 1 т, на все количество нарабатываемого фосфогипса - $3 \cdot 10^6$ чел·Зв, т.е. примерно около 30% коллективной дозы, обусловленной естественным фоном.

Таким образом, при получении электроэнергии на тепловых станциях и производстве удобрений за счет освобождаемых природных радионуклидов происходит обогащение биосферы радиоактивными веществами и дополнительное облучение человека в дозах, представленных в табл. 1.4.

Если эти величины отнести к общей численности населения земного шара, составляющего $4,9 \cdot 10^9$ человек, то получится, что дополнительное облучение составит 0,01 мЗв в год, что не превышает 1% естественного облучения от инкорпорированных природных радионуклидов.

Таблица 1.4. Ожидаемая годовая коллективная доза, обусловленная сжиганием угля и переработкой фосфорных руд, использованием удобрений и отходов в строительстве

Вид деятельности	Годовая коллективная эффективная доза, чел·Зв
Производство электроэнергии сжиганием угля.	2000
Разработка фосфорной руды, включая обогащение.	13
Использование фосфатных удобрений в сельском хозяйстве	1950
Использование фосфогипса в строительстве.	45000
Итого	48963

Конечно, эта усредненная оценка свидетельствует только о том, что дополнительное облучение вследствие хозяйственной деятельности человека невелико. Вместе с тем уровни дополнительного облучения среди населения, проживающего в крупных промышленных центрах, вблизи электроцентралей или заводов по переработке руд, могут быть существенно выше и соизмеримы с природным радиационным фоном.

Источники, использующиеся в медицине. В настоящее время основной вклад в дозу, получаемую человеком от техногенных источников радиации, вносят медицинские процедуры и методы лечения, связанные с применением радиоактивности. Во многих странах этот источник ответствен практически за всю дозу, получаемую от техногенных источников радиации. Радиация используется в медицине как в диагностических целях, так и для лечения.

Одним из самых распространенных медицинских приборов является рентгеновский аппарат. Получают все более широкое распространение и новые сложные диагностические методы, опирающиеся на использование радиоизотопов. Как ни парадоксально, но одним из основных способов борьбы с раком является лучевая терапия.

Понятно, что индивидуальные дозы, получаемые разными людьми, сильно варьируют от нуля (у тех, кто ни разу не проходил даже рентгенологического обследования) до многих тысяч среднегодовых «естественных» доз

(у пациентов, которые лечатся от рака). Однако надежной информации, на основании которой НКДАР ООН мог бы оценить дозы, получаемые населением Земли, слишком мало. Практически нет четкой статистики о том, сколько человек ежегодно подвергается облучению в медицинских целях, какие дозы они получают и какие органы и ткани при этом облучаются. В принципе облучение в медицине направлено на исцеление больного.

Однако нередко дозы оказываются неоправданно высокими: их можно было бы существенно уменьшить без снижения эффективности, причем польза от такого уменьшения была бы весьма существенна, поскольку дозы, получаемые от облучения в медицинских целях, составляют значительную часть суммарной дозы облучения от техногенных источников. Наиболее распространенным видом излучения, применяющимся в диагностических целях, являются рентгеновские лучи. Согласно данным по развитым странам, на каждую 1000 жителей приходится от 300 до 900 обследований в год это не считая рентгенологических обследований зубов и массовой флюорографии. Менее полные данные по развивающимся странам показывают, что здесь число проводимых обследований не превышает 100-200 на 1000 жителей. В действительности около 2/3 населения Земли проживает в странах, где среднее число рентгенологических обследований составляет не более 10% от числа обследований в промышленно развитых странах. В большинстве стран мира около половины рентгенологических обследований приходится на долю грудной клетки. Однако по мере уменьшения частоты заболеваний туберкулезом целесообразность массовых обследований снижается. На этом основании во многих промышленно развитых странах, включая Швецию, Великобританию и Соединенные Штаты, частота таких обследований существенно снизилась, так как, практика показала, что даже раннее обнаружение рака легких почти не увеличивает шансов на вылечение пациента. Однако в некоторых странах около 1/3 населения по-прежнему ежегодно подвергается подобному обследованию. Недавно появился целый ряд технических усовершенствований, которые при условии их правильного применения могли бы привести к уменьшению дозы, получаемой при рентгеновском обследовании. Тем не менее по данным для Швеции и США это уменьшение оказалось весьма незначительным или отсутствовало вообще. Даже в пределах одной страны дозы очень сильно варьируют от клиники к клинике. Исследования, проведенные в ФРГ, Великобритании и США, показывают, что дозы, получаемые пациентами, могут различаться в сто раз. Известно также, что иногда облучению подвергается вдвое большая площадь поверхности тела, чем это необходимо. Наконец, установлено, что излишнее радиационное облучение часто бывает обусловлено неудовлетворительным состоянием или эксплуатацией оборудования. Тем не менее известны случаи, когда дозы облучения действительно были снижены благодаря усовершенствованию оборудования и повышению квалификации персонала. Иногда для существенного повышения эффективности диагностики нужно лишь слегка увеличить дозу. Как бы то ни было, пациент должен получать минимальную дозу при обследовании, и, по мнению НКДАР, здесь имеются резервы значительного уменьшения облучения. Благодаря техническим усовершенствованиям, по-видимому, можно уменьшить и дозы, получаемые пациентами при рентгенографии зубов. Это очень

важно хотя бы потому, что во многих развитых странах данное рентгенологическое обследование проводится наиболее часто. Максимальное уменьшение площади рентгеновского пучка, его фильтрация, убирающая лишнее излучение, использование более чувствительных пленок и правильная экранировка все это уменьшает дозу. Меньшие дозы должны использоваться и при обследовании молочной железы. Введенные во второй половине 70-х годов новые методы рентгенографии этого органа уже привели к существенному снижению уровня облучения по сравнению с прежним, однако он может быть уменьшен и далее без ухудшения качества рентгенограмм. Уменьшение дозы позволило увеличить число обследований молочной железы: в Швеции и Соединенных Штатах за период с 1977 по 1979 г. эта цифра возросла более чем вдвое. Со времени открытия рентгеновских лучей самым значительным достижением в разработке методов рентгенодиагностики стала компьютерная томография. Этот метод находит все более широкое применение. В Швеции за период с 1973 по 1979 г. число обследований с помощью этого метода возросло в сотни раз. Его применение при обследованиях почек позволило уменьшить дозы облучения кожи в 5 раз, яичников в 25 раз, семенников в 50 раз по сравнению с обычными методами. Разработать методику оценки средней дозы для больших групп населения крайне трудно, в частности из-за недостатка данных о частоте рентгенологических обследований, особенно в развивающихся странах. Задача еще более усложняется большими вариациями доз от клиники к клинике; это означает, что данные для одной из клиник нельзя считать оценкой среднего значения дозы.

Попытки оценить среднюю дозу, получаемую населением при рентгенологических обследованиях, до недавнего времени ограничивались стремлением определить тот уровень облучения, который может привести к генетическим последствиям. Его называют генетически значимой эквивалентной дозой или ГЗД. Величина ГЗД определяется двумя факторами:

- вероятностью того, что пациент впоследствии будет иметь детей (это в значительной мере определяется его возрастом);
- дозой облучения половых желез.

ГЗД зависит от типа обследования; в Великобритании в 1977 году самый большой вклад в ГЗД внесли обследования таза и нижней части спины, бедер, мочевого пузыря и мочевыводящих путей, а также бариевые клизмы. По оценкам, ГЗД в Великобритании в 1977 году составила примерно 120 мкЗв, в Австралии в 1970 году 150 мкЗв, столько же в Японии в 1974 и 1979 годах и около 230 мкЗв в СССР в конце 70-х годов. В докладе за 1982 год НКДАР попытался пойти дальше и разработать понятие эффективной эквивалентной дозы для оценки потенциального ущерба, который наносит облучение другим тканям, не только репродуктивным органам. Это трудно сделать даже в принципе, поскольку обычные способы оценок не вполне пригодны, когда дело касается облучения в медицинских целях. Кроме того, существуют и технические трудности. Для оценки эффективной эквивалентной доз нужны точные данные о том, сколько излучения поглощается различными органами или тканями во время каждого обследования. Такое распределение доз может различаться в 1000 и более раз для одного и того же типа обследования, несмотря на технические усовершенствования, которые должны были бы

уменьшить эти различия. Реально только две страны Япония и Польша смогли представить в комитет достаточно полную информацию, по которой удалось рассчитать эффективные дозы: примерно 600 чел.Зв на 1 млн. жителей Польши и 1800 чел.Зв на 1 млн. населения Японии в 1976 году. Из-за отсутствия каких бы то ни было других данных НКДАР принял в качестве оценки годовой коллективной эффективной эквивалентной дозы от рентгенологических обследований в развитых странах значение 1000 чел.Зв на 1 млн. жителей. Конечно, в развивающихся странах эта величина, вероятно, окажется ниже, хотя индивидуальные дозы могут быть и выше. Радиоизотопы используются для исследования различных процессов, протекающих в организме, и для локализации опухолей. За последние 30 лет их применение сильно возросло, и все же они и сейчас применяются реже, чем рентгенологические обследования. Информация об использовании радиоизотопов довольно ограничена, но имеющиеся данные позволяют предположить, что в промышленно развитых странах на 1000 жителей приходится лишь 10 – 40 обследований. Так же трудно оценить и дозы; результаты одного исследования, проведенного в Японии, показывают, что годовая эффективная эквивалентная доза составляет около 20 мкЗв на человека. Коллективные эффективные эквивалентные дозы лежат в диапазоне от 20 чел.Зв на 1 млн. жителей в Австралии до 150 чел.Зв в США. Во всем мире имеется также около 4000 радиотерапевтических установок, которые используются для лечения рака. Здесь, как и в описанных выше случаях, мы располагаем лишь ограниченной информацией о том, как часто эти установки используются и какие дозы получают при этом пациенты. Суммарные дозы для каждого пациента очень велики, однако это, как правило, уже тяжелобольные люди и вряд ли у них будут дети. Кроме того, такие дозы получает сравнительно небольшое число людей, поэтому вклад в коллективную дозу оказывается весьма незначительным. Суммарная доза, получаемая населением Земли ежегодно во время сотен миллионов рентгенологических обследований с применением малых доз, значительно превышает дозу, получаемую в сумме сравнительно малым числом больных раком. Средняя эффективная эквивалентная доза, получаемая от всех источников облучения в медицине, в промышленно развитых странах составляет около 1 мЗв на каждого жителя, т.е. примерно половину средней дозы от естественных источников. Следует иметь в виду, однако, что средние дозы в разных странах неодинаковы и могут различаться в 3 раза. Поскольку в развивающихся странах облучение в медицинских целях используется существенно реже, средняя индивидуальная доза за счет этого источника во всем мире составляет 400 мкЗв на человека в год. Таким образом, коллективная эффективная эквивалентная доза для всего населения Земли равна примерно 1 600 000 чел.Зв в год.

Испытания ядерного оружия. 6 августа 1945 года в 8 часов 15,5 минут по местному времени над японским городом Хиросимой на высоте около 600 м американцами была взорвана ядерная бомба, имевшая название «Малыш», мощностью 12,5 кт (Рис. 1.2).

В результате бомбардировки было разрушено около 60% строений города, оказались убитыми и пропавшими без вести 71 тысяча человек, было ранено 68 тысяч человек.

По сведениям, опубликованным в книге «Жертвы атомных бомбардировок», изданной в Токио в 1953 году, общая цифра пострадавших в Хиросиме составила 365 213 человек.

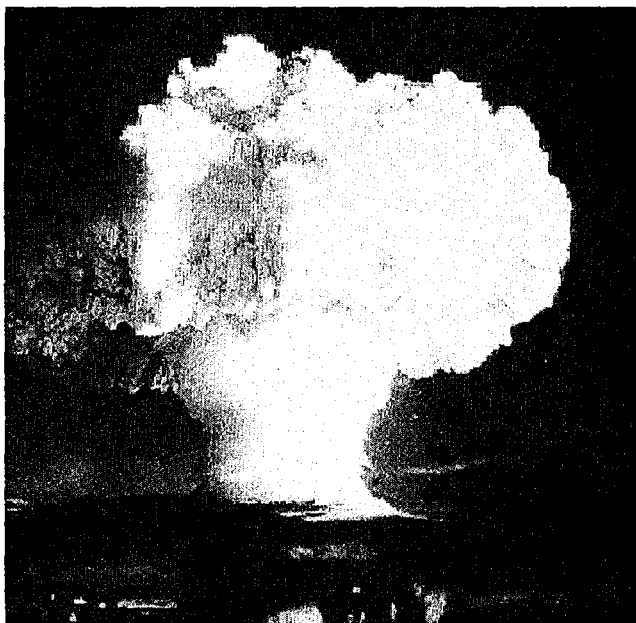


Рис. 1.2. Ядерный взрыв.

9 августа 1945 года в 12 часов 01 минуту американцами в интервале высот 225 – 500 м над городом Нагасаки была взорвана вторая ядерная бомба, имевшая название «Толстяк», мощностью 22 кг. В результате бомбардировки было разрушено около 44% строений города, оказались убитыми 35 тысяч человек, было ранено 60 тысяч человек. Общее число пострадавших в Нагасаки составило 108 тысяч человек. Согласно сообщениям японской печати в стране ежегодно от последствий атомных бомбардировок умирало около 2500 человек.

Общая характеристика взорванных ядерных бомб следующая: «Малыш» – ядерный заряд пушечного типа из урана (^{235}U), масса бомбы – 4,1 т, длина – 3 м, диаметр – 0,6 м. «Толстяк» – ядерный заряд имплозивного типа из плутония (^{239}Pu), масса бомбы – 4,5 т, длина – 3,2 м, диаметр – 1,4 м [7].

За последнюю половину XX века каждый житель Земли подвергся облучению от радиоактивных осадков, которые образовались в результате ядерных взрывов. Речь идет не о тех радиоактивных осадках, которые выпали после бомбардировки Хиросимы и Нагасаки в 1945 году, а об осадках, связанных с испытанием ядерного оружия в атмосфере.

Стратегическое ядерное оружие; как правило, предназначено для уничтожения общего военно-экономического потенциала противника и имеет

большую или межконтинентальную дальность. Стратегическое ядерное оружие включает межконтинентальные баллистические ракеты наземного базирования, баллистические ракеты на подводных лодках и стратегические бомбардировщики.

Тактическое ядерное оружие создается для использования против отдельных целей в пределах поля боя или в ближнем тылу против военно-воздушных баз, складов, сил резерва. Тактическое ядерное оружие может быть размещено как на суше, так и на море.

Структура и развитие стратегических ядерных арсеналов пяти государств, обладающих ядерным оружием, отражают военные стратегии этих стран и не являются идентичными. За исключением Великобритании, общим для них является опора на так называемую триаду – силы наземного и морского базирования и бомбардировочную авиацию.

Силы наземного базирования включают такие виды оружия как мобильные неуправляемые и управляемые ракеты наземного базирования, а также авиационные бомбы и ракеты воздушного базирования.

Тактическое ядерное оружие, развертываемое на море, размещается на кораблях, подводных лодках, самолетах и вертолетах военно-морских сил. Оно включает авиационные бомбы, ракеты класса «земля-земля», зенитные управляемые ракеты и противолодочные ракеты, торпеды, глубинные бомбы и артиллерийские снаряды калибра 150 мм и больше. Для создания ядерного оружия прежде всего необходимо иметь делящиеся материалы, которыми являются уран ^{235}U , уран ^{233}U и плутоний ^{239}Pu . Уран с высоким содержанием ^{235}U , используемый в ядерных зарядах, получают методом обогащения природного урана или урана из отработавшего топлива энергетических или исследовательских реакторов.

Уран ^{233}U , плутоний ^{239}Pu - искусственные нуклиды, которые получают из соответствующих исходных нуклидов после их облучения нейтронами и последующей радиохимической переработки.

К началу 90-х годов ядерная энергетика стран, не обладающих ядерным оружием (без учета стран Содружества Независимых Государств), была достаточно развита (таблица 1.5). Соответственно, в этих странах в обращении находились и находятся значительные потоки ядерных материалов.

Таблица 1.5. Ядерная энергетика стран, не обладающих ядерным оружием на начало 90-х годов

Типы реакторов	Действующие	Строящиеся	Планируемые
Энергетические реакторы	204	40	53
Исследовательские реакторы	160	8	8

Наибольшую опасность с точки зрения возможностей создания ядерного оружия имеют установки по изотопному обогащению урана и химической переработке отработавшего топлива. Опасны в отношении распространения ядерного оружия также реакторы, работающие при низком выгорании, которые могут производить плутоний с высоким содержанием делящегося изотопа ^{239}Pu (таблица 1.6, 1.7).

Для рассматриваемого вопроса важно также иметь ввиду, что даже исследовательские реакторы позволяют в принципе производить плутоний в количестве, достаточном для производства одного-двух ядерных взрывных устройств в год. Например, уран-графитовый реактор тепловой мощностью 30 МВт за год производит плутония, достаточного для изготовления одного ядерного взрывного устройства.

Таблица 1.6. Воспроизводство делящихся нуклидов

Поглощающий нейтроны материал	Уран – 238	Торий – 232
Полученный делящийся материал	Плутоний – 239	Уран – 233

Для строительства объектов по обогащению урана или извлечению плутония из отработавшего реакторного топлива необходимы крупные научно-исследовательские, опытно-конструкторские, технические и промышленные потенциалы, которого у многих стран нет.

Индия, например, наработала плутоний для своего мирного ядерного устройства, испытанного в 1974 г. на исследовательском реакторе «Сайрус». Это тяжеловодный реактор бассейнового типа, рассчитанный на мощность в 40 МВт(тепл.). Нарботка плутония равна 9,4 кг/год. Выделение плутония осуществлено на пилотной установке по химической переработке отработавшего (облученного) топлива, которая начала действовать в 1964 г.

Для создания ядерного оружия стране требуются специально подготовленные кадры и технологии, отличные от требуемых для мирной ядерной деятельности.

Таблица 1.7. Получение делящихся нуклидов

Делящийся нуклид	Метод получения	
Уран-235	Обогащение	Из природного урана.
		Из урана отработавшего ядерного топлива.
Уран-233	Облучение тория-232 с последующей радиохимической переработкой.	
Плутоний-239	Специальная наработка плутония в промышленных реакторах	
	Извлечение при переработке отработанного ядерного топлива.	

Естественно, что знания технологии создания современного ядерного боеприпаса могут быть получены только из непосредственного опыта, которого нет у большинства стран, так как многие аспекты разработки ядерных зарядов остаются секретными. Однако достаточно технических деталей сегодня известно из научных публикаций.

В начале 80-х годов международное сообщество выразило беспокойство в связи с появлением лазерной технологии обогащения. Эта технология существует в нескольких вариантах и позволяет на компактных установках получить значительное количество высокообогащенного материала.

Австралия и Франция объявили об успешных лабораторных испытаниях лазерной технологии. В США был выбран метод лазерного изотопного разделения атомного пара, но правительство приняло строгие меры секретности к этой технологии.

Особенно беспокойство увеличилось после 1974 года, когда Израиль объявил, что он успешно использовал лазеры для производства 7 г урана с обогащением 60% за 24 ч.

Некоторые эксперты считают, что лазерная технология – «гаражная технология» с опасными потенциальными последствиями, и требуют полного моратория на ее развитие. Другие возражают: эта технология чрезвычайно сложна, требует больших энергозатрат и капиталовложений (на лазеры, оптику и электронику) и ей присущи ограничения, которые предотвратят ее использование для нелегальных целей.

В целом, анализируя технические возможности отдельных государств ряд экспертов оценивает, что некоторые страны, не присоединившиеся к Договору о нераспространении ядерного оружия (Индия, Пакистан, Израиль, Аргентина, Бразилия), уже имеют или близки к созданию ядерного оружия.

По данным западных исследовательских центров, Израиль может располагать сегодня примерно 200 ядерными зарядами или материалами для их быстрого производства, Индия – 60 ядерными зарядами, Северная Корея способна произвести 1 – 2 ядерные бомбы.

В 1970 г., когда Договор о нераспространении ядерного оружия вступил в силу, в США и СССР имелось в общем 5800 стратегических ядерных боеголовок различных типов. В 1981 году это значение увеличилось до 16000 (по данным ежегодника Стокгольмского международного института исследований проблем мира. За 45 лет гонки вооружений общее количество ядерных боезарядов, созданных ядерными государствами превысило 60000 единиц (ядерный потенциал Англии, Франции и Китая оценивается в 1500 боезарядов). В них, по оценкам специалистов, сосредоточен следующий ядерный материал оружейной чистоты:

- высокообогащенный уран – 900 – 1330 т,
- оружейный плутоний – около 200 т,
- тритий – около 200 кг.

Максимум интенсивности испытаний ядерного оружия в атмосфере можно разделить на два периода. Первый период приходится на 1954 – 1958 годы, когда ядерные взрывы проводили Великобритания, США и СССР, и второй, более значительный, приходится на 1961 – 1962 годы, когда их проводили Соединенные Штаты Америки и Советский Союз. Во время первого периода большую часть испытаний провели США, а во время второго – СССР.

До заключения Договора о запрещении испытаний ядерного оружия в атмосфере, в космическом пространстве и под водой ядерные государства взрывали в атмосфере ядерных устройств общей мощностью более 500 Мт.

Ядерные испытания в атмосфере завершили: Великобритания – 23 сентября 1958 г., СССР – 25 декабря 1962 г., США – 9 июня 1963 г., Франция – 15 сентября 1974 г., Китай – 16 октября 1980 г. После 1963 г. лишь Франция и Китай продолжали проводить ядерные взрывы в атмосфере.

После подписания и ратификации Договора об ограничении испытаний ядерного оружия, обязывающий не испытывать его в атмосфере, под водой и в космосе, лишь Франция и Китай провели серию ядерных взрывов в атмо-

сфере, причем мощность взрывов была существенно меньше, а сами испытания проводились реже (последнее из них в 1980 году).

На сегодняшний день испытания ядерного оружия в основном проводились на пяти официальных полигонах: **Невада** – США и Великобритания, **Семипалатинский** (Казахстан) и **Северный** (Новая Земля) – РФ, **Муруроа** – Франция, **Лобнор** – Китай.

С 1945 г. и по состоянию на 1 ноября 1993 г. ядерные государства (США, СССР, Франция, Великобритания и Китай) провели 2064 испытания. Из них 509 взрывов суммарной мощностью более 545 мегатонн проведено в атмосфере (таблица 1.8, 1.9), в результате которых в окружающую среду было выброшено более 26 МКи ^{137}Cs и 20 МКи ^{90}Sr .

Таблица 1.8. Общее количество и виды ядерных испытаний

Страна	Ядерные взрывы			
	в атмосфере	подводные	подземные	всего
США	200	5	894	1099
Бывший СССР	220	3	494	717
Великобритания	22	-	21- совместно с США	22
Франция	45	-	143	188
Китай	22	-	16	38
Всего	509	8	1547	2064

За исключением Южной Америки и Антарктиды, испытания проводились на всех континентах, а также в Индийском и Тихом океанах. Следует отметить, что за всю предшествующую историю количество всех примененных в войнах взрывчатых веществ не превышает 10 Мт.

Великобритания все испытания проводила на территории других стран. 21 взрыв был произведен совместно с США на полигоне штата Невада.

В бывшем СССР проводились подземные взрывы в мирных целях, в интересах народного хозяйства. Ядерные взрывы в мирных целях – это испытательные или прикладные ядерные взрывы, произведенные для осуществления специальных инженерных проектов – для исследования и вскрытия залежей полезных ископаемых, создания в соляных пластах полостей для хранения газового конденсата или жидких отходов, осуществления крупных строительных проектов, связанных с необходимостью изменения рельефа местности, и др.

Таблица 1.9. Количество и виды ядерных испытаний в атмосфере

Вид взрыва	США	СССР	Англия	Франция	Китай	Всего
Высотный	11	8	-	-	-	19
Воздушный	81	177	16	41	16	331
Наземный	72	32	5	4	6	119
Надводный	36	3	1	-	-	40
Итого	200	220	22	45	22	509

Первый из таких взрывов был осуществлен 15 января 1965 года в Казахстане на территории Семипалатинского испытательного полигона с целью отработки технологии и создания искусственного водохранилища. Последний мирный ядерный взрыв состоялся 6 сентября 1988 года в Архангельской области по программе глубинного сейсмозондирования земной коры.

Всего за период с 1965 по 1988 год было произведено 122 подземных ядерных взрыва в мирных целях общей мощностью 1,5 Мт, что составляет около 10% мощности всех подземных испытаний ядерного оружия в СССР.

Таблица. 1.10. Вклад радионуклидов в облучение населения земного шара

Виды взрывов	Вклад, %
Наземные	12
Воздушные	75
Высотные	3

Основными задачами мирных ядерных взрывов были: научно-исследовательские и экспериментальные работы по отработке технологий создания искусственных водоемов – 9 взрывов; опытно-промышленные исследования по отработке технологии создания подземных емкостей в массивах каменной соли – 17 взрывов; глубинное сейсмозондирование земной коры с целью поиска структур, перспективных для разведки полезных ископаемых – 39 взрывов; опытные работы по интенсификации добычи нефти – 21 взрыв; опытно-промышленные работы по созданию подземных емкостей для хранения газа – 26 взрывов; опытные работы по перекрытию скважин газовых фонтанов – 5 взрывов; опытно-промышленные работы по захоронению в глубинные формации биологически опасных промышленных отходов нефтехимических производств – 2 взрыва; опытно-промышленные работы по дроблению руды на апатитовом месторождении; созданию плотины хвостохранилища на алмазном месторождении в Якутии; предупреждение внезапных выбросов угольной пыли и метана на шахтном комплексе в Донбассе – 4 взрыва.

На территории бывшего СССР, так называемые мирные ядерные взрывы, были произведены в Республике Коми (4 взрыва), в Архангельской области (19), в Мурманской области (2), в республике Калмыкия (1), в Башкортостане (7), в Оренбургской области (5), в Ставропольском крае (1), в Ивановской области (1), в Пермской области (8), в Кемеровской области (1), в Тюменской области (8), в Краснодарском крае (9), в Иркутской области (2), в Читинской области (1), в Республике Саха (12), в Казахстане (37), в Узбекистане (2), в Туркмении (1) и в Украине (2).

В результате испытательных ядерных взрывов, проведенных до 1976 года, ожидаемая коллективная доза для большинства мягких тканей тела человека по данным НКДАР ООН составляет от 4 до 8 млн. чел·Зв (без учета ^{14}C). Вклад ^{14}C в ожидаемую коллективную дозу может достичь 26 млн. чел·Зв.

Говоря о последствиях ядерных испытаний в атмосфере, необходимо отметить, что в результате ядерного взрыва образуется более двухсот различных радиоактивных продуктов деления с атомными номерами от 30 до 63 с разными периодами полураспада, а также изотопы плутония и трансплутониевых элементов (таблица 1.11).

Часть этих радиоактивных продуктов сразу после взрыва выпадала недалеко от места испытания. Другая часть задерживалась в нижних слоях атмосферы, подхватывалась ветром и переносилась на большие расстояния, находясь в воздухе в среднем около месяца и постепенно выпадая на землю.

Большая часть продуктов деления попадала в атмосферу на высоте 10-50 км, где они находились месяцы, медленно опускаясь и рассеиваясь по всей земле. Оцененная общая доза в 30000000 чел·Зв за счет всех ядерных испытаний в атмосфере соответствует примерно дополнительным 4 годам облучения населения земного шара от природного радиационного фона [7,8,9].

Таблица. 1.11. Вклад основных радионуклидов в облучение населения земного шара в результате ядерных испытаний в атмосфере

Радионуклид	Ожид. эффект. доза	Вклад в суммарную дозу	Радионуклид	Ожид. эффект. доза	Вклад в суммарную дозу.
Углерод ^{14}C	2600	69	Плутоний ^{240}Pu		
Цезий ^{137}Cs	540	14	Плутоний ^{241}Pu	17	0,4
Цирконий ^{95}Zr	200	5,3	Железо ^{55}Fe	9	0,2
Стронций ^{90}Sr	120	3,2	Америций ^{241}Am	9	0,2
Рутений ^{106}Ru	83	2,2	Стронций ^{89}Sr	4	0,1
Церий ^{144}Ce	54	1,4	Церий ^{141}Ce	3	0,08
Тритий ^3H (Т)	47	1,2	Плутоний ^{238}Pu	1	0,03
Иод ^{131}I	33	0,9	Цезий ^{135}Cs	1	0,03
Плутоний ^{239}Pu	27	0,7	Марганец ^{54}Mn	0,06	0,002
Барий ^{140}Ba	25	0,7	Криптон ^{85}Kr	0,04	0,001
Рутений 103	17	0,4	Всего	3800	100

Из указанных в таблице 1.11 радионуклидов четыре вносят определяющий вклад в ожидаемую коллективную эквивалентную эффективную дозу: углерод-14 (период полураспада 5760 лет), цезий-137 (период полураспада 30,2 лет), цирконий-95 (период полураспада 64,1 сут.) и стронций-90 (период полураспада 28,6 лет).

Вклад циркония-95 в ожидаемую глобальную дозу для населения, обусловленную ядерными испытаниями в атмосфере, уже в большей степени реализован. Значительная часть вклада цезия-137 и стронция-90 в ожидаемые дозы будет реализована к концу этого столетия, при этом сами значения этих доз будут весьма низкими. Особое внимание в таблице вызывает строка с дозами от углерода ^{14}C , так как он будет продолжать действовать как источник облучения в далеком будущем. Действительно, из-за большого периода полураспада (5730 лет) этот радионуклид к 2000 году потеряет лишь 7% своей первоначальной активности.

Однако надо иметь в виду, что его суммарный выброс в атмосферу в результате ядерных испытаний составил всего 2,6% от величины естественного накопления в природе под действием космического излучения. Поэтому дополнительное радиационное воздействие от углерода-14 «взрывного» происхождения практически не влияет на общее значение дозы, получаемой человеком от углерода-14 природного происхождения.

В таблице 1.12 наглядно, для сравнения, показаны количества радионуклидов выброшенные в окружающую среду в результате испытаний ядерного оружия и аварии на 4-ом энергоблоке ЧАЭС. Подземные испытания проводятся до сих пор, но они обычно не сопровождаются образованием радиоактивных осадков. Часть радиоактивного материала выпадает неподалеку от

места испытания, какая-то часть задерживается в тропосфере (самом нижнем слое атмосферы), подхватывается ветром и перемещается на большие расстояния, оставаясь примерно на одной и той же широте. Находясь в воздухе в среднем около месяца, радиоактивные вещества во время этих перемещений постепенно выпадают на землю. Однако большая часть радиоактивного материала выбрасывается в стратосферу (следующий слой атмосферы, лежащий на высоте 10 - 50 км), где он остается многие месяцы, медленно опускаясь и рассеиваясь по всей поверхности земного шара.

Таблица 1.12. Сравнение количества радионуклидов в окружающей среде в результате испытаний ядерного оружия и аварии на 4-ом энергоблоке ЧАЭС

Радионуклиды	Период полураспада $T_{1/2}$ (лет)	Ядерные испытания МКИ	Всего в реакторе МКИ	Выброс от аварии на Чернобыльской АЭС		Процент от испытаний ядерного оружия
				%	МКИ	
^{90}Sr	26,8	57,5	6,0	5	0,3	0,5
^{137}Cs	30,17	87,0	7,02	30	2,1	2,4
^{238}Pu	87,74	$0,55 \cdot 10^{-2}$	0,0254	3	$0,76 \cdot 10^{-3}$	13,8
^{239}Pu	24118	0,36	0,0256	3	$0,77 \cdot 10^{-3}$	0,2
^{240}Pu	6570	0,5	0,040	3	$0,12 \cdot 10^{-2}$	0,2
^{241}Pu	14,35	23,0	4,97	3	0,15	0,7
^{242}Pu	$3,763 \cdot 10^5$	$0,45 \cdot 10^{-3}$	$0,56 \cdot 10^{-4}$	3	$0,2 \cdot 10^{-5}$	0,4
^{241}Am	432,2	0,79	$0,37 \cdot 10^{-2}$	3	$0,11 \cdot 10^{-3}$	0,01
^{242}Am	7380	$0,25 \cdot 10^{-2}$	$0,14 \cdot 10^{-3}$	3	$0,4 \cdot 10^{-5}$	0,2
^{244}Cm	18,1	$0,1 \cdot 10^{-6}$	$0,48 \cdot 10^{-2}$	3	$0,14 \cdot 10^{-3}$	-

Радиоактивные осадки содержат несколько сотен различных радионуклидов, однако большинство из них имеет ничтожную концентрацию или быстро распадается; основной вклад в облучение человека дает лишь небольшое число радионуклидов.

Вклад в ожидаемую коллективную эффективную эквивалентную дозу облучения населения от ядерных взрывов, превышающий 1%, дают только четыре радионуклида. Это углерод ^{14}C , цезий ^{137}Cs , цирконий ^{95}Zr и стронций ^{90}Sr . Дозы облучения за счет этих и других радионуклидов различаются в разные периоды времени после взрыва, поскольку они распадаются с различной скоростью. Так, цирконий ^{95}Zr , период полураспада которого составляет 64 суток, уже не является источником облучения. Цезий ^{137}Cs и стронций ^{90}Sr имеют периоды полураспада 30 лет, поэтому они дают вклад в облучение приблизительно до конца этого века. И только углерод ^{14}C , у которого период полураспада равен 5730 годам, будет оставаться источником радиоактивного излучения (хотя и с низкой мощностью дозы) даже в отдаленном будущем: к 2000 году он потерял лишь 7% своей активности. Годовые дозы облучения четко совпадают с испытаниями ядерного оружия в атмосфере: их максимум приходится на те же периоды.

В 1963 году коллективная среднегодовая доза, связанная с ядерными испытаниями, составила около 7% дозы облучения от естественных источни-

ков; в 1966 году она уменьшилась до 2%, а в начале 80-х до 1%. Если испытания в атмосфере больше проводиться не будут, то годовые дозы облучения будут становиться все меньше и меньше. Все приведенные цифры, конечно, являются средними. На Северное полушарие, где проводилось большинство испытаний, выпала и большая часть радиоактивных осадков.

Пастухи-оленоводы на Крайнем Севере получают дозы облучения от цезия ^{137}Cs , в 100-1000 раз превышающие среднюю индивидуальную дозу для остальной части населения (впрочем, они получают большие дозы и от естественных источников – цезий накапливается в ягеле и по биологической цепи питания попадает в организм человека). К несчастью, те люди, которые находились недалеко от испытательных полигонов, получили в результате значительные дозы; речь идет о части населения Маршалловых островов и команде японского рыболовного судна, случайно проходившего неподалеку от места взрыва.

Суммарная ожидаемая коллективная эффективная эквивалентная доза от всех ядерных взрывов в атмосфере, произведенных к настоящему времени, составляет 30000000 чел.Зв. К 1980 году человечество получило лишь 12% этой дозы, остальную часть оно будет получать еще миллионы лет.

Атомная энергетика. Атомные электростанции, вокруг которых ведутся наиболее интенсивные споры, вносят весьма незначительный вклад в суммарное облучение населения. При нормальной работе ядерных установок выбросы радиоактивных материалов в окружающую среду очень невелики.

Атомные электростанции являются лишь частью ядерного топливного цикла, который начинается с добычи и обогащения урановой руды. Следующий этап – производство ядерного топлива. Отработанное в АЭС ядерное топливо иногда подвергают вторичной обработке, чтобы извлечь из него уран и плутоний. Заканчивается цикл, как правило, захоронением радиоактивных отходов.

На каждой стадии ядерного топливного цикла в окружающую среду попадают радиоактивные вещества. НКДАР оценил дозы, которые получает население на различных стадиях цикла за короткие промежутки времени и за многие сотни лет. Заметим, что проведение таких оценок очень сложное и трудоемкое дело. Начнем с того, что утечка радиоактивного материала даже у однотипных установок одинаковой конструкции очень сильно варьирует. Например, у корпусных кипящих реакторов с водой в качестве теплоносителя и замедлителя BWR (Boiling Water Reactor), уровень утечки радиоактивных газов для двух разных установок (или для одной и той же установки, но в разные годы) может различаться в миллионы раз.

Каждый реактор выбрасывает в окружающую среду целый ряд радионуклидов с разными периодами полураспада. Большинство радионуклидов распадается быстро и поэтому имеет лишь местное значение. Однако некоторые из них живут достаточно долго и могут распространяться по всему земному шару, а определенная часть изотопов остается в окружающей среде практически бесконечно. При этом различные радионуклиды также ведут себя по-разному: одни распространяются в окружающей среде быстро, другие чрезвычайно медленно.

Чтобы разобраться в этой ситуации, НКДАР разработал для каждого этапа ядерного топливного цикла параметры гипотетической модельной установки, имеющей типичные конструктивные элементы и расположенной в типичном географическом районе с типичной плотностью населения. НКДАР изучил также данные об утечках на всех ядерных установках в мире и определил среднюю величину утечек, приходящуюся на ГВт-год вырабатываемой электроэнергии. Такой подход дает общее представление об уровне загрязнения окружающей среды при реализации программы по атомной энергетике. Однако полученные оценки, конечно же, нельзя безоговорочно применять к какой-либо конкретной установке. Ими следует пользоваться крайне осторожно, поскольку они зависят от многих специально оговоренных в докладе НКДАР допущений.

Примерно половина всей урановой руды добывается открытым способом, а половина шахтным. Добытую руду везут на обогатительную фабрику, обычно расположенную неподалеку. И рудники, и обогатительные фабрики служат источником загрязнения окружающей среды радиоактивными веществами. Если рассматривать лишь непродолжительные периоды времени, то можно считать, что почти все загрязнение связано с местами добычи урановой руды. Обогатительные же фабрики создают проблему долговременного загрязнения: в процессе переработки руды образуется огромное количество отходов «хвостов». Вблизи действующих обогатительных фабрик (в основном в Северной Америке) уже скопилось 120 млн. т отходов, и если положение не изменится, к концу века эта величина возрастет до 500 млн. т. Эти отходы будут оставаться радиоактивными в течение миллионов лет, когда фабрика давно перестанет существовать. Таким образом, отходы являются главным долгоживущим источником облучения населения, связанным с атомной энергетикой. Однако их вклад в облучение можно значительно уменьшить, если отвалы заасфальтировать или покрыть и. поливинилхлоридом. Конечно, покрытие необходимо будет регулярно менять. Урановый концентрат, поступающий обогатительной фабрики, подвергается дальнейшей переработке и очистке и на специальных заводах превращается в ядерное топливо. В результате такой переработки образуются газообразные и жидкие радиоактивные отходы, однако дозы облучения от них намного меньше чем на других стадиях ядерного топливного цикла. Теперь ядерное топливо готово к использованию в ядерном реакторе.

Величина радиоактивных выбросов у разных реакторов колеблется в широких пределах: не только от одного типа реактора к другому и не только для разных конструкций реактора одного и того же типа, но также и для двух разных реакторов одной конструкции. Выбросы могут существенно различаться даже для одного и того же реактора в разные годы, потому что различаются объемы текущих ремонтных работ, во время которых и происходит большая часть выбросов.

В последнее время наблюдается тенденция к уменьшению количества выбросов из ядерных реакторов, несмотря на увеличение мощности АЭС. Частично это связано с техническими усовершенствованиями, частично с введением более строгих мер по радиационной защите. В мировом масштабе примерно 10% использованного на АЭС ядерного топлива направляется на

переработку для извлечения урана и плутония с целью повторного их использования.

Сейчас имеются лишь несколько заводов, где занимаются такой переработкой в промышленном масштабе: в Маркуле и Ла-Аг (Франция), в Уиндскейле (Великобритания), Челябинск-65 (РФ). Самым «чистым» является завод в Маркуле, на котором осуществляется особенно строгий контроль, поскольку его стоки попадают в реку Рону. Отходы двух других заводов попадают в море, причем завод в Уиндскейле является гораздо большим источником загрязнения, хотя основная часть радиоактивных материалов попадает в окружающую среду не при переработке, а в результате коррозии емкостей, в которых ядерное топливо хранится до переработки. За период с 1975 по 1979 год на каждый ГВт-год выработанной энергии уровень загрязнений от завода в Уиндскейле по β -активности примерно в 3,5 раза, а по α -активности в 75 раз превышал уровень загрязнений от завода в Ла-Аге. С тех пор ситуация на заводе в Уиндскейле значительно улучшилась, однако в пересчете на единицу переработанного ядерного горючего это предприятие по-прежнему остается более «грязным», чем завод в Ла-Аг [10]. Можно надеяться, что в будущем утечки на перерабатывающих предприятиях будут ниже, чем сейчас. Существуют проекты установок с очень низким уровнем утечки в воду, и НКДАР взял в качестве модельной установку, строительство которой планируется в Уиндскейле. До сих пор мы совсем не касались проблем, связанных с последней стадией ядерного топливного цикла – захоронением высокоактивных отходов АЭС. Эти проблемы находятся в ведении правительств соответствующих стран. В некоторых странах ведутся исследования по отверждению отходов с целью последующего их захоронения в геологически стабильных районах на суше, на дне океана или в расположенных под ними пластах. Предполагается, что захороненные таким образом радиоактивные отходы не будут источником облучения населения в обозримом будущем. НКДАР не оценивал ожидаемых доз облучения от таких отходов, однако в материалах по программе «Международная оценка ядерного топливного цикла» за 1979 год сделана попытка предсказать судьбу радиоактивных материалов, захороненных под землей. При выборе участка захоронения с соблюдением обоснованных критериев, качественно выполненных работ по созданию буровой скважины и изоляционных работ, при наличии 10 искусственных барьеров можно говорить о гипотетической аварийной утечке нуклидов. Расчеты, выполненные в ВНИПИПромтехнологии, для захоронения ВАО в горных породах на глубине 700-800 м и расчеты, произведенные в Радиовом институте, показали полную безопасность для среды обитания человека от нуклидов, выщелачиваемых из отходов. Оценки показали, что заметное количество радиоактивных веществ гипотетически сможет достичь биосферы лишь спустя 10 000 лет. По данным НКДАР, весь ядерный топливный цикл дает ожидаемую коллективную эффективную эквивалентную дозу облучения за счет короткоживущих изотопов около 5,5 чел.Зв на каждый ГВт-год вырабатываемой на АЭС электроэнергии. Из них процесс добычи руды дает вклад 0,5 чел.Зв, ее обогащение 0,04 чел.Зв, производство ядерного топлива 0,002 чел.Зв, эксплуатация ядерных реакторов около 4 чел.Зв (наибольший вклад) и, наконец, процессы, связанные с регенерацией топлива 0,05 чел.Зв. Как уже отмечалось, данные по регенерации по-

лучены из оценок ожидаемых утечек на заводах, которые предполагается построить в будущем. На самом же деле для современных установок эти цифры в 10-20 раз выше, но эти установки перерабатывают лишь 10% отработанного ядерного топлива, таким образом, приведенная выше оценка остается справедливой. 90% всей дозы облучения, обусловленной короткоживущими изотопами, население получает в течение года после выброса, 98% в течение 5 лет. Почти вся доза приходится на людей, живущих не далее нескольких тысяч километров от АЭС. Ядерный топливный цикл сопровождается также образованием большого количества долгоживущих радионуклидов, которые распространяются по всему земному шару. НКДАР оценивает коллективную эффективную ожидаемую эквивалентную дозу облучения такими изотопами в 670 чел.Зв на каждый ГВт-год вырабатываемой электроэнергии, из которых на первые 500 лет после выброса приходится менее 3%.

Таким образом, от долгоживущих радионуклидов все население Земли получает примерно такую же среднегодовую дозу облучения, как и население, живущее вблизи АЭС, от короткоживущих радионуклидов, при этом долгоживущие изотопы оказывают свое воздействие в течение гораздо более длительного времени. 90% всей дозы население получит за время от тысячи до сотен миллионов лет после выброса. Следовательно, люди, живущие вблизи АЭС, даже при нормальной работе реактора получают всю дозу сполна от короткоживущих изотопов и малую часть дозы от долгоживущих. Эти цифры не учитывают вклад в облучение от радиоактивных отходов, образующихся в результате переработки и от отработанного топлива. Есть основания полагать, что в ближайшие несколько тысяч лет вклад радиоактивных захоронений в общую дозу облучения будет оставаться пренебрежимо малым, 0,1 – 1% от ожидаемой коллективной дозы для всего населения. Однако радиоактивные отвалы обогатительных фабрик, если их не изолировать соответствующим образом, без сомнения, создадут серьезные проблемы. Если учесть эти два дополнительных источника облучения, то для населения Земли ожидаемая коллективная эффективная эквивалентная доза облучения за счет долгоживущих радионуклидов составит около 4000 чел.Зв на каждый ГВт-год вырабатываемой энергии. Все подобные оценки, однако, неизбежно оказываются ориентировочными, поскольку трудно судить не только о будущей технологии переработки отходов, численности населения и местах его проживания, но и о дозе, которая будет иметь место через 10000 лет. Поэтому НКДАР советует не слишком полагаться на эти оценки при принятии каких-либо решений. Годовая коллективная эффективная доза облучения от всего ядерного цикла в 1980 году составляла около 500 чел.Зв. Ожидается, что к 2000 году она возрастет до 10000 чел.Зв, а к 2100 году до 200000 чел.Зв. Эти оценки основаны на пессимистическом предположении, что нынешний уровень выбросов сохранится и не будут введены существенные технические усовершенствования. Но даже и в этом случае средние дозы будут малы по сравнению с дозами, получаемыми от естественных источников, в 2100 году они составят лишь 1% от естественного фона. Люди, проживающие вблизи ядерных реакторов, без сомнения, получают гораздо большие дозы, чем население в среднем. Тем не менее в настоящее время эти дозы обычно не превышают нескольких процентов естественного радиационного фона. Более того, даже доза, полученная

людьми, живущими около завода в Уиндскейле, в результате выброса цезия-137 в 1979 году была, по-видимому, меньше дозы, полученной ими от естественных источников за тот же год. Все приведенные выше цифры, конечно, получены в предположении, что ядерные реакторы работают нормально. Однако количество радиоактивных веществ, поступивших в окружающую среду при авариях, может оказаться гораздо больше. В одном из последних докладов НКДАР была сделана попытка оценить дозы, полученные в результате аварии в Тримайл-Айленде в 1979 году и в Уиндскейле в 1957 году. Оказалось, что выбросы при аварии на АЭС Three Mile Island были незначительными, однако, согласно оценкам, в результате аварии в Уиндскейле ожидаемая коллективная эффективная эквивалентная доза составила 1300 чел.Зв [11]. Комитет, однако, считает, что нельзя прогнозировать уровень аварийных выбросов на основании анализа последствий этих двух аварий.

Профессиональное облучение. Самые большие дозы облучения, источником которого являются объекты атомной промышленности, получают люди, которые на них работают. Профессиональные дозы почти повсеместно являются самыми большими из всех видов доз. Попытки оценить профессиональные дозы осложняются двумя обстоятельствами: значительным разнообразием условий работы и отсутствием необходимой информации.

Дозы, которые получает персонал, обслуживающий ядерные реакторы, равно как и виды излучения, сильно различаются, а дозиметрические приборы редко дают точную информацию о значениях доз; они предназначены лишь для контроля за тем, чтобы облучение персонала не превышало допустимого уровня. Оценки показывают, что доза, которую получают рабочие урановых рудников и обогатительных фабрик, составляет в среднем 1 чел.Зв на каждый ГВт-год электроэнергии. Примерно 90% этой дозы приходится на долю рудников, причем персонал, работающий в шахтах, подвергается большему облучению.

Коллективная эквивалентная доза от заводов, на которых получают ядерное топливо, также составляет 1 чел.Зв на ГВт-год. На самом деле эти цифры представляют собой средние данные. Для ядерных реакторов индивидуальные различия еще больше. Например, измерения, проведенные в 1979 году, показывают, что для водо-водяных реакторов с водой под давлением коллективные дозы на ГВт-год вырабатываемой электроэнергии различались в сотни раз. Для новых электростанций в целом характерны меньшие дозы, чем для старых. Наиболее типичное значение среднегодовой коллективной эффективной эквивалентной дозы для реакторов составляет 10 чел.Зв на ГВт-год электроэнергии.

Рабочие, выполняющие разные виды работ, получают неодинаковые дозы. Наиболее велики дозы облучения при ремонтных работах текущих или незапланированных, на которые приходится 70% коллективной дозы, причем иногда рабочие обязаны выполнять эту особо опасную работу по контракту. В США такие рабочие получают половину всей коллективной дозы. Большие дозы получают рабочие обогатительных фабрик в Уиндскейле и Ла-Аг, причем показатели для этих двух заводов различаются. За 70-е годы среднегодовая коллективная доза на ГВт-год для фабрики в Уиндскейле была равна 18 чел.Зв, т.е. в три раза выше, чем для завода в Ла-Аг. Однако для новых обoga-

тительных фабрик характерны существенно меньшие дозы. По оценкам НКДАР в ближайшем будущем соответствующие величины составят, по-видимому, 10 чел.·Зв на ГВт-год.



Рис. 1. 3. На блочном щите управления реактором АЭС.

Дозы, которые получают люди, занятые научно-исследовательской работой в области ядерной физики и энергетики, очень сильно различаются для разных предприятий и разных стран. Коллективная доза на единицу полученной электроэнергии для разных стран может различаться в 10 раз. В Японии и Швейцарии, например, она мала, а в Великобритании относительно высока. Разумная оценка в среднем по всем странам составляет 5 чел.·Зв на ГВт-год. Все эти величины добавляют к среднегодовой коллективной эквивалентной дозе меньше 30 чел.·Зв на каждый ГВт-год электроэнергии, что за 1979 год дает 2000 чел.·Зв. Это составляет примерно 0,03% дозы, получаемой от естественных источников. Эта оценка, распространяющая коллективную профессиональную дозу на все население, не отражает того факта, что люди, работающие на предприятиях атомной энергетики, получают по роду своей деятельности большую дозу, чем от естественных источников (рис. 1. 3).

При этом самые высокие средние дозы в шесть раз выше естественного фона всегда получали рабочие подземных урановых рудников, но сейчас такие же дозы характерны и для рабочих завода в Уиндскейле. При разработках открытых месторождений, на заводе в Ла-Ар, а также на АЭС с PWR, BWR и HWR персонал получает профессиональную среднюю дозу, вдвое большую,

чем от естественных источников. И только персонал АЭС, в которых применяются реакторы с газовым охлаждением, и работники заводов получают дополнительные средние дозы, приблизительно равные дозам от естественных источников.

Понятно, что средние оценки профессиональных доз не отражают большого разброса индивидуальных доз. Конечно, профессиональные дозы получают не только рабочие предприятий атомной промышленности. Облучению подвергаются и работники обычных промышленных предприятий, а так же медицинский персонал. Последние составляют многочисленную группу (по крайней мере 100000 человек в США, еще больше в Японии и ФРГ), получая в среднем относительно небольшие дозы. Для стоматологов среднегодовые дозы облучения еще меньше.

В целом считается, что вклад дозы, получаемой медицинским персоналом, занимающимся радиологическими обследованиями, в коллективную эквивалентную дозу населения в странах с высоким уровнем медицинского обслуживания составляет около 1 чел.·Зв на миллион жителей. В промышленно развитых странах облучение персонала обычных промышленных предприятий дает вклад в годовую коллективную дозу дополнительно 0,5 чел.·Зв на миллион жителей.

Некоторые работники подвергаются воздействию более высоких доз естественной радиации. Самую большую группу таких работников составляют экипажи самолетов. Полеты совершаются на большой высоте, и это приводит к увеличению дозы из-за воздействия космических лучей. Примерно 70 000 членов экипажей в США и 20 000 в Великобритании получают дополнительно 1-2 мЗв в год. Внизу, под землей, повышенные дозы получают шахтеры, добывающие каменный уголь, железную руду и т.д. Индивидуальные дозы сильно различаются, а при некоторых видах подземных работ (исключая работы в каменноугольных шахтах) эти дозы могут быть даже выше, чем в урановых рудниках.

Термальные воды. Еще один источник облучения населения термальные водоемы. Очень высокие дозы более 300 мЗв в год, что в 6 раз выше международного стандарта, принятого для работников атомной промышленности, получает персонал курортов, где применяются радоновые ванны и куда люди едут, чтобы поправить свое здоровье.

Некоторые страны эксплуатируют подземные резервуары пара и горячей воды для производства электроэнергии и отопления домов; один такой источник вращает турбины электростанции в Лардерелло в Италии с начала нашего века. Измерения эмиссии радона на этой и еще на двух, более мелких, электростанциях в Италии показали, что на каждый ГВт·год вырабатываемой ими электроэнергии приходится ожидаемая коллективная эффективная эквивалентная доза 6 чел.·Зв, т.е. в три раза больше аналогичной дозы облучения от электростанций, работающих на угле. Однако, поскольку в настоящее время суммарная мощность энергетических установок, работающих на геотермальных источниках, составляет всего 0,1% мировой мощности, геотермальная энергетика вносит ничтожный вклад в радиационное облучение населения.

Но этот вклад может стать весьма весомым, поскольку ряд данных свидетельствует о том, что запасы этого вида энергетических ресурсов очень велики.

Несколько слов следует сказать о специальном, намеренном облучении радоном на бальнеологических курортах. Обобщенная информация [12] показала, что на бальнеологических курортах большие значения эффективной эквивалентной дозы наблюдаются не только и даже не столько для пациентов, страдающих различными недугами, сколько для обслуживающего персонала и жителей этих городов. Так, в Бадгаштейне (Австрия) в центре города расположен источник с горячей минеральной водой, где концентрация радона равна 10^6 Бк/м³. Ежегодно в воздух диффундирует $2 \cdot 10^{12}$ Бк радона. В результате в зданиях создается концентрация, составляющая в среднем 300 Бк/м³, а в лечебных корпусах – до 10^3 Бк/м³. По проведенным оценкам при таких уровнях воздействия годовая доза облучения составляет 8-300 мЗв/год. Пациенты, которые приезжают на такой бальнеологический курорт для долечивания после различных неврологических заболеваний, облучаются в дозе до 4 мЗв. Соотношение доз у персонала, жителей и пациентов на каждом бальнеологическом курорте неодинаково и зависит от многих факторов. Поэтому в каждом конкретном случае следует оценивать реальные уровни воздействия. Однако важно отметить, что ведущие специалисты и сторонники бальнеотерапии подчеркнули, что хотя высокий эффект бальнеологического лечения очевиден, сомнительно, что он обусловлен именно радоном.

Бытовые источники облучения. В заключение следует отметить, что источником облучения являются и многие общепотребительные предметы, содержащие радиоактивные вещества. Едва ли не самым распространенным источником облучения являются часы с светящимся циферблатом. Они дают годовую дозу, в 4 раза превышающую то, что обусловлено утечками на АЭС. Такую же коллективную эффективную эквивалентную дозу получают работники предприятий атомной промышленности, экипажи авиалайнеров. Обычно при изготовлении таких часов используют радий, что приводит к облучению всего организма, хотя на расстоянии 1 м от циферблата излучение в 1000 раз слабее, чем на расстоянии 1 см.

Радиоактивные изотопы используются также в светящихся указателях входа-выхода, в компасах, телефонных дисках, прицелах и т. п. В США продаются антистатические щетки для удаления пыли с пластинок и фотопринадлежностей, действие которых основано на испускании α -частиц. В 1975 году Национальный совет Великобритании по радиационной защите сообщил, что при некоторых обстоятельствах они могут оказаться небезвредными. Принцип действия многих детекторов дыма также основан на использовании α -излучения. К концу 1980 года в США было установлено более 26 млн. таких детекторов, содержащих америций-241, однако при правильной эксплуатации они должны давать ничтожную дозу облучения. Радионуклиды применяют в дросселях флуоресцентных светильников и в других электроприборах и устройствах. В середине 70-х годов в одной только Западной Германии в эксплуатации находилось почти 100 млн. таких приборов, которые, впрочем, не приводят к заметному облучению, по крайней мере если они исправны. При изготовлении особо тонких оптических линз применяется торий, кото-

всего, и наиболее значимо, поскольку это преимущественно α -излучатели, т.е. ионизирующее излучение, создающее большую плотность ионизации, а следовательно, обладающее более высокой биологической эффективностью.

Но малые дозы облучения могут «запустить» не до конца еще установленную цепь событий, приводящую к раку или к генетическим повреждениям. При больших дозах радиация может разрушать клетки, повреждать ткани органов и явиться причиной скорой гибели организма.

Повреждения, вызываемые большими дозами облучения, обыкновенно проявляются в течение нескольких часов или дней. Раковые заболевания, однако, проявляются спустя много лет после облучения как правило, не ранее чем через одно – два десятилетия. А врожденные пороки развития и другие наследственные болезни, вызываемые повреждением генетического аппарата, по определению проявляются лишь в следующем или последующих поколениях: это дети, внуки и более отдаленные потомки индивидуума, подвергшегося облучению.

В то время как идентификация быстро проявляющихся острых последствий от действия больших доз облучения не составляет труда, обнаружить отдаленные последствия от малых доз облучения почти всегда оказывается очень трудно. Частично это объясняется тем, что для их проявления должно пройти очень много времени. Но даже и обнаружив какие-то эффекты, требуется еще доказать, что они объясняются действием радиации, поскольку и рак, и повреждения генетического аппарата могут быть вызваны не только радиацией, но и множеством других причин.

Вероятно, в области изучения действия радиации на человека и окружающую среду было проведено большое количество исследований, чем при изучении любого другого источника повышенной опасности. Однако чем отдаленнее эффект и меньше доза, тем меньше полезных сведений, которыми мы располагаем на сегодняшний день.

Вообще, представление части населения об абсолютности вреда радиации носит характер предубеждения. В определенных дозах радиоактивность даже полезна. Давно широко известно полезное воздействие радиоактивных радоновых ванн и грязелечения. Все убеждены в пользе морских купаний, но морская и океанские воды содержат урановые соединения. В последние годы ионизирующие излучения стали использоваться с большой пользой в сельском хозяйстве, пищевой промышленности, металлургии и других областях хозяйства. Это означает, что ионизирующие излучения являются врагами человека только в том случае, если они используются с превышением предельно допустимых доз (ПДД). Существуют как государственные, так и межгосударственные нормы, принятые Международным агентством по использованию атомной энергии (МАГАТЭ) и строго соблюдаются. Достижения современной науки позволили создать прочный фундамент для системы законодательных мер по обеспечению радиационной безопасности человека.

Глава 2. Мировое развитие ЯЭУ

В настоящее время большинство индустриально развитых стран разрабатывают и реализуют программы развития атомной энергетики на длительный период. Данный факт свидетельствует об осознании мировым сообществом перспективности развития атомной энергетики в ситуации истощения рентабельных запасов органического топлива и угрозы энергетического кризиса и глобального потепления, основным источником которого является работа тепловых электростанций.

К концу 1984 года в 26 странах работало 345 ядерных реакторов, вырабатывающих электроэнергию. Их мощность составляла 13% суммарной мощности всех источников электроэнергии и была равна 220 ГВт. До 1986 года каждые 5 лет эта мощность удваивалась, однако, сохранится ли такой темп роста в будущем, пока что неясно. На конец 2000 года в мире эксплуатируется 437 ядерных энергоблоков с установленной мощностью 370,6 ГВт, генерирующих около 21 % всей электроэнергии (таблица 2.1).

Оценки предполагаемой суммарной мощности атомных электростанций к концу века имели постоянную тенденцию к снижению. Причины тому экономический спад, реализация мер по экономии электроэнергии, а также противодействие со стороны общественности. Но в ряде стран, после некоторого перерыва, вызванного реакцией после аварий на ТМА и Чернобыльской АЭС развитие ядерного сектора энергетики продолжается.

В качестве примера можно привести развитие ядерной энергетики таких разных стран как Российская Федерация, Китайская Народная Республика, Индия, Франция, Япония, США, Финляндия и др.

Доля атомных станций в производстве электроэнергии в России должна увеличиться в 2 раза к 2015 г. и составить 30–35 %. Кроме того, регионы, входящие в Межрегиональную ассоциацию городов и предприятий атомной энергетики (МАГиПАЭ), считают, что правительство РФ, чтобы не отстать от мировых темпов развития атомной энергетики, должно пересмотреть планы развития атомной энергетики в России в сторону увеличения темпов строительства новых энергоблоков и объемов финансирования этого строительства.

Российские АЭС, как и в целом мировая ядерная энергетика, в последние годы демонстрируют прогресс в повышении надежности и экономичности работы. В течение 1999 – 2000 гг. выработка электроэнергии на АЭС РФ выросла на 25%. Более 60% прироста выработки электроэнергии в стране обеспечено за счет увеличения отпуска с АЭС. Доля АЭС в производстве электроэнергии в РФ достигла в настоящее время 15%. При этом стоимость выработанной электроэнергии не превышает 0,8 цент/кВт·час, и это заметно дешевле, чем электроэнергия, производимая на органическом топливе.

В Российской Федерации находится в работе 29 энергоблоков с реакторами разных типов, в том числе единственный в мире действующий реактор быстрых нейтронах БН-600.

Атомными станциями России в 2000 году выработано 128,9 млрд. кВт·ч электрической энергии. По сравнению с 1999 годом выработка электроэнергии на АЭС России возросла на 8,9 млрд. кВт·ч, а за последние 2 года рост вы-

работки составил 25,4 млрд. кВтч. Это эквивалентно годовой выработке 4,5 дополнительно введенных энергоблоков мощностью 1000 МВт каждый.

Таблица 2.1. Сравнительное количество ЯЭУ и доля вырабатываемой ими электроэнергии. (по данным МАГАТЭ на январь 2001 года)

Страна	Доля генерируемой электроэнергии ЯЭУ от общей генерации электроэнергии	Количество работающих ЯЭУ	Установленная мощность МВт, эл	Количество строящихся ЯЭУ/МВт, эл	Выработка электроэнергии 10 ⁶ МВт.ч	
					1999 г.	2000 г.
Франция	77	59	65952		395,0	375,0
Литва	69	2	2600		6,1	7,1
Бельгия	55	7	5925		45,8	47,0
Словакия	51	6	2640	2 / 880	16,5	13,1
Болгария	47	6	3102		5,9	15,8
Южн.Корея	46	16	13715	4 / 4000	108,9	97,8
Украина	45	13	12818	4 / 4000	77,4	72,1
Швеция	42	11	9814		67,1	73,2
Венгрия	41	4	1850		14,2	14,1
Швейцария	36	5	3344		26,4	24,9
Япония	36	53	43362	4 / 4350	319,7	317,7
Словения	35	1	664		4,55	4,48
Армения	33	1	408		1,8	1,9
Испания	33	9	7712		62,2	58,8
Германия	31	19	22365		169,7	169,7
Финляндия	30	4	2670		22,5	22,9
Тайвань	25	6	5144	2 / 2712	38,5	38,4
Англия	24	35	14274		83,6	93,8
Чехия	21	5	2763	1 / 981	13,6	13,4
США	21	104	101557		753,9	727,5
Россия	17	29	21242	5 / 5000	131,6	110,9
Индия	14	14	3210	2 / 1000	15,5	13,0
Канада	13	14	10625	(8) / (5784)	73,4	74,1
Румыния	12	1	700	1 / 700	5,5	4,8
Аргентина	9	2	1005	1 / 745	6,1	7,1
ЮАР	6	2	1930		13,6	13,4
Мексика	5	2	1350		8,2	9,6
Нидерланды	4	1	480		3,9	3,8
Бразилия	1	2	1960		6,0	4,0
Китай	1	3	2268	8 / 6510	14,7	14,7
Пакистан	1	2	574		0,4	0,1
Иран	0	-		2 / 2600		
Всего	21	438	370687	36 / 33478	2468,6	2399,9

В 2000 году российские АЭС, установленная мощность которых составляет примерно 11% от генерирующих мощностей РФ, обеспечили около 27% прироста выработки электроэнергии в стране. Это стало возможным благодаря снижению количества внеплановых остановов энергоблоков, сокращению времени проведения плановых ремонтных кампаний, увеличению с 64,5% до 69,1% коэффициента использования установленной мощности (КИУМ).

Выполнены основные задания по доведению первого энергоблока Ростовской АЭС до соответствия нормам и стандартам Госатомнадзора России. Результатом этой работы стало получение 19 января 2001 года лицензии ГАН РФ на эксплуатацию 1-го энергоблока Ростовской АЭС с реактором ВВЭР-1000. Это событие тем более знаменательно, что, начиная с 1993 года, впервые вводится в эксплуатацию новый энергоблок на атомной электростанции. Энергетический пуск энергоблока № 1 Ростовской АЭС намечен на март 2001 года.

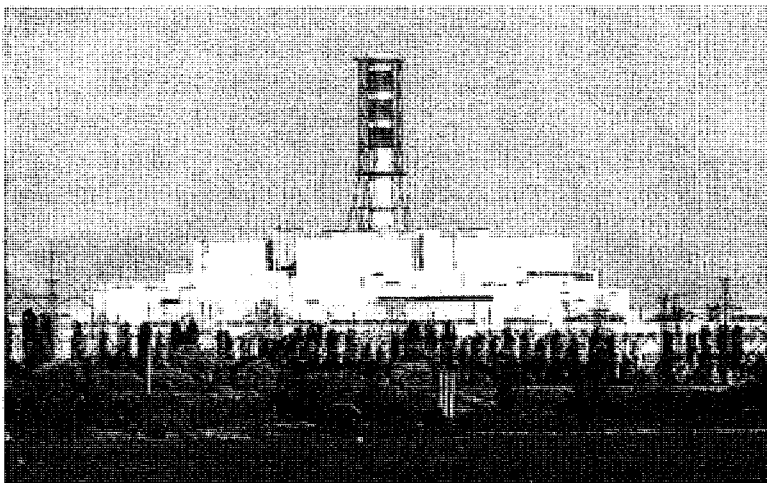


Рис. 2.1. Блоки РБМК Курской АЭС.

Будут продолжены мероприятия по достройке энергоблоков № 3 Калининской АЭС (2003 г.) и № 5 Курской АЭС (2004 г.), а также ещё по одному блоку на Балаковской и Ростовской АЭС, а также мероприятия по продлению срока службы реакторов ВВЭР-440 I-го поколения. Начата работа по сооружению плавучей АЭС малой мощности для энергоснабжения северных регионов России. Кроме того, по российским проектам сейчас ведутся работы по строительству 6-ти ядерных энергоблоков в других странах мира – Китае, Иране, Индии.

Согласно, утвержденной в 1998 году Правительством России «Стратегии развития атомной энергетики России в первой половине XXI века», к 2010 г. планируется увеличить выработку электроэнергии на АЭС ещё почти на 70%. В перспективе, в соответствии со «Стратегией...», предполагается, что в 2010 году на АЭС будет достигнут уровень производства электроэнергии в 220 млрд. кВтч, а в 2020-м году – 350 млрд. кВтч. Таким образом, темп, который задан в «Стратегии...», предполагает более быстрое – в три раза – развитие атомной энергетики относительно других видов энергообеспечения. Реализация этой программы даст возможность в 2020 году сэкономить 105 млрд. куб. м газа.

Бывший министр РФ по атомной энергии Е. Адамов на пресс-конференции отметил: «Сейчас в мире происходит процесс межгосударственной консолидации – фирма БНФЛ объединялась с компанией «Вестингауз», «Фраматом» – с «Сименс» и т.п., промышленные объединения в России делились, «почковались» и приватизировались отдельными предприятиями. В связи с этим будет продолжена работа по созданию на основе концерна «Росэнергоатом» единой генерирующей компании, что позволит обеспечить повышение эффективности работы и конкурентоспособности атомных электростанций, снижение эксплуатационных издержек, унификацию технических решений, углубление специализации и ликвидацию дублирования в работе обеспечивающих предприятий.

Генерирующая компания должна стать важнейшим фактором реализации положений «Стратегии...», потому что ее создание позволит консолидировать все ресурсы атомной энергетики. Это даст возможность на некоторый срок отодвинуть неизбежное в будущем повышение тарифа на электроэнергию до уровня, близкого к среднемировому.» «Отрасль, – заявил министр, – имеет реальную возможность за счет реализации программ, стать неким «локомотивом» и потянуть за собой другие реальные сектора экономики.

Уже сегодня Министерство по атомной энергии РФ является крупнейшим заказчиком для предприятий общего и транспортного машиностроения, электроники, приборостроения и т.д., многие из них выполняют заказы не только для российских АЭС, но и для строящихся по российским проектам энергоблоков в Китае и Иране, а в перспективе – и в Индии. Время для рывка еще не упущено. Но если промедлить несколько лет, то отрасль попадет в такое же положение, как остальные оборонные отрасли, но только с еще большим комплексом проблем государственного масштаба». Необходимо отметить, что обеспечивая сверхплановую выработку электроэнергии, АЭС РФ работали надежно и безопасно. По количеству остановов реакторов из критического состояния российские АЭС являются одними из лучших в мире. Так, в 2000 году на АЭС России этот показатель составил 0,24 останова на 7000 часов работы энергоблока (в 1999 г. 0,5), в то время как среднемировой уровень равен 0,7; лучший показатель у японских АЭС – 0,2.

Китайская Народная Республика занимает первое место в мире по количеству жителей – 1,2 миллиарда человек – и второе место по потреблению электроэнергии. Китай обладает большими запасами угля и природного газа. Основными источниками электроэнергии являются: органическое топливо – более 80%; водные ресурсы – 18%; ядерное топливо – 1,5%. Резкий рост экономики вызывает постоянное увеличение спроса на электроэнергию, который не может быть удовлетворен за счет существующих источников, что вызывает необходимость сооружения новых.

На девятом съезде Всекитайского собрания народных представителей премьер-министр Китая Жунь Цзиньдао представил проект пятилетнего плана, в котором содержится призыв к «постепенному развитию» ядерной энергетики.

В течение 2002 г. в Китае будут введены в эксплуатацию три из четырех строящихся атомных энергоблоков. Первый из них – это вторая очередь Цзиньшаньской станции которая начнет работу уже в июне 2002 года. Второй этап будет введен в эксплуатацию на АЭС «Линьгао» в провинции Гуандун, а

третий – на станции «Тяньвань» в провинции Цзянсу. К 2005 году в Китае будет эксплуатироваться 8 атомных энергоблоков общей мощностью 6.6 млн. кВт.

В настоящее время в Китае работают три ядерных энергоблока – один на АЭС Цзиньшань и два на АЭС Дайа Бэй. АЭС Цзиньшань расположена в 126 км от Шанхая и обеспечивает электроэнергией этот промышленный и густонаселенный регион (таблица 2.2).

Таблица 2.2. Действующие и строящиеся ЯЭУ на АЭС Китая

Действующие АЭС			
Название станции	Тип блока	Мощность блока	Количество блоков
Киншан-I	PWR	300 МВт	1
Дайа Бэй	PWR	900 МВт	2
Строящиеся АЭС			
Киншан-II	PWR	600 МВт	2
Киншан-III	PHWR	700 МВт	2
Линг Ao	PWR	1000 МВт	4
Льямыюганг Тяньван	ВВЭР	1000 МВт	2

Первый этап проекта Цзиньшань предусматривал проектирование, строительство и ввод в эксплуатацию первого в КНР собственного ядерного энергоблока. Строительство реактора типа PWR мощностью 300 МВт началось в марте 1985 года. Подключение энергоблока к сети состоялось в декабре 1991 года, а ввод в промышленную эксплуатацию – в апреле 1994 года. К концу 2000 года энергоблок выработал 14.6 млрд. кВт·ч электроэнергии. Площадка АЭС Цзиньшань расположена в центре восточно-китайской энергосистемы, и планируется, что в будущем там будет пять ядерных энергоблоков с общей установленной мощностью 3000 МВт.

Опыт, накопленный при сооружении первого энергоблока используется при выполнении второго и третьего этапов проекта. Вторая очередь предусматривает проектирование и строительство двух энергоблоков с реакторами типа PWR мощностью 600 МВт каждый, причем все работы, в том числе изготовление оборудования, выполняются в Китае. В этапе II проекта Цзиньшань используется проектная документация АЭС Дайа Бэй, и срок выполнения всех работ составляет 6 лет. Первый бетон был залит в июне 1996 года, а купол защитной оболочки для первого реактора второй очереди был поднят в ноябре 1998 года и установлен на пять дней раньше запланированного срока. Впервые в истории строительства китайских АЭС цельный купол был поднят за один раз. Два парогенератора были установлены в мае 1999 года. Монтаж оборудования продолжается, и планируется, что энергоблоки будут введены в промышленную эксплуатацию в июне 2002 года и в апреле 2003 года.

Компании Франции и США оказывают техническую поддержку Китаю, помогая внедрить международный опыт и передовые технологии. Передача различными компаниями компьютерных программ позволила сократить объем научно-исследовательских и проектно-конструкторских работ в части про-

ектирования активной зоны, обращения с топливом, выполнения расчетов по термогидравлике, безопасности, механике сейсмостойкости, а также создания кабельных чертежей и разработки программного обеспечения для систем автоматизированного проектирования.

В числе переданных документов и чертежей компоновка оборудования, разводка трубопроводов и кабелей, чертежи для изготовления корпуса реактора, внутри корпусных устройств, системы перемещения топлива, насосов и генераторов. На стадии проектирования состоялось более сотни технических совещаний с целью оказания помощи 200 китайским инженерам, которые будут нести ответственность за эксплуатацию Цзиньшань-II после завершения пуско-наладочных работ.

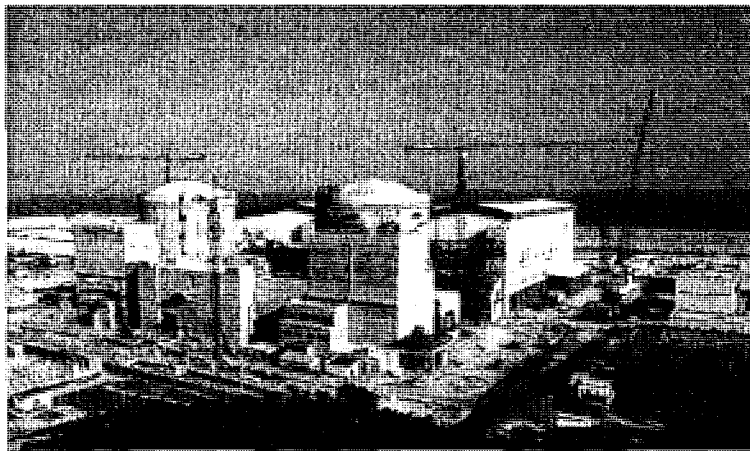


Рис. 2.2. Строительство АЭС Линг Ао, Китай, (проект Framatome, Франция).

Третья очередь предусматривает строительство двух тяжеловодных реакторов CANDU 6 (мощностью 700 МВт каждый), импортируемых из Канады. Поставщиком оборудования для третьей очереди АЭС Цзиньшань является канадская компания AECL. Ожидается, что строительство первых тяжеловодных реакторов в Китае займет четыре с половиной года.

Выполнение III-го этапа проекта Цзиньшань осуществляется при тесном сотрудничестве Китая и Канады. В ноябре 1996 года в Шанхае состоялась церемония подписания основных коммерческих контрактов с участием премьер-министров правительств обеих стран.

Китайская национальная ядерная корпорация (CNNC), владелец площадки Цзиньшань, осуществляет надзор и техническую инспекцию работ, а также контролирует их качество. Корпорация CNNC также отвечает за тепломеханическую часть, пуско-наладочные работы и последующую эксплуатацию. Китайские инженеры проходят стажировку на АЭС Жанти-2 в Квебеке (Канада), приобретая опыт эксплуатации реактора CANDU.

Установка большинства механизмов и оборудования выполнялась краном большой грузоподъемности прямо на место внутри реакторного отделе-

ния через предусмотренные отверстия в крыше. Такой подход позволил не останавливать работу на других участках и тем самым более эффективно использовать рабочую силу.

Большой проблемой для группы управления проектом стало то, что площадка АЭС Цзиньшань с трех сторон окружена водой. Небольшая площадь, выделенная для временного хранения оборудования, не позволяла внести «гибкость» в график выполнения работ. При разработке 3-ей очереди были использованы трехмерные системы автоматизированного проектирования. Они, в совокупности с другими электронными системами компании AESC, предназначены для обращения и управления материалами и документацией. При этом отслеживается каждый элемент оборудования от проекта до монтажа и эксплуатации. Как только элемент оборудования или материал оказывается на площадке, он идентифицируется с помощью штрих-кода, что упрощает его передачу подрядчику.

Еще одним рекордом явились сроки монтажа топливных каналов – 69 и 64 дня для энергоблоков 1 и 2, соответственно, что меньше продолжительности аналогичных работ на других энергоблоках с реакторами CANDU.

Заливка бетона для первого энергоблока 3-ей очереди АЭС Цзиньшань началась в июне 1998 года. Ввод в промышленную эксплуатацию обоих энергоблоков запланирован на март и ноябрь 2003 года.

После успешной реализации первой очереди проекта Цзиньшань энергокомпания Цзиньшань приступила к сооружению АЭС Чашма в Пакистане, причем основные компоненты и оборудование были изготовлены в КНР. АЭС Чашма расположена в 280 км от Исламабада и официально введена в работу 29 марта 2001 года.

Индия планирует ускорить ввод в эксплуатацию двух энергоблоков АЭС «Куданкулам». Первоначально ввод в эксплуатацию первого блока АЭС, торжественная церемония закладки фундамента которой состоялась 31 марта 2002 г., был запланирован на 2007 г., второго – на 2008 г. В настоящее время сроки ввода в эксплуатацию этих энергоблоков сокращены соответственно до 2005 г. и 2006 г.

Необходимо отметить, что в Индии в течение последних десяти лет ведется научно-исследовательская и опытно-конструкторская работа по использованию тория в ядерных реакторах. Торий, как и уран, – это радиоактивный элемент, открытый в 1828 году шведским химиком Берцелиусом и названный им в честь Тора, древнескандинавского бога грома. Интерес Индии к торю носит, прежде всего, практический характер, так как эта страна обладает самыми большими залежами тория в мире (около двух третей мирового запаса).

Индийская компания NPCIL работает в области проектирования ядерного топлива, физики реакторов, а также анализа ударных и сейсмических воздействий для индийской программы PHWR (реактор с тяжелой водой под давлением). Использование тория явилось одним из ключевых пунктов индийской ядерной программы. Доктор Хоми Бхабха, который в 1954 году основал Индийский департамент по атомной энергии и находился у его руля до 1966 года, сформулировал индийскую ядерную программу, состоящую из трех этапов.

На первом этапе: в реакторах PHWR вырабатывается плутоний, который затем выделяется в результате переработки.

На втором этапе: плутоний смешивается с ураном и используется как топливо в реакторе-размножителе на быстрых нейтронах (FBR) для воспроизведения урана-233 в ториевом бланкете вокруг активной зоны.

На третьем и последнем этапе: торий-232 используется в реакторах FBR для производства урана-233 для других реакторов типа FBR или PHWR.

Выполнив первый этап программы, Индия стремительно накапливает опыт использования тория в различных типах реакторов. В настоящее время в Центре атомных исследований им. Индиры Ганди (IGCAR) в Калпаккаме на основе технологии и опыта эксплуатации РВК разрабатывается экспериментальный реактор-размножитель на быстрых нейтронах (FBTR) мощностью 13 МВт(эл). Согласно проекту номинальная загрузка его активной зоны рассчитана на 342 радиальных сборки ториевого бланкета (58 из них уже загружены), которые могут производить в год около 3 кг дорогостоящего делящегося материала уран-233 при величине КИУМ 50%. Ввод в строй предприятия для переработки ториевого бланкета реактора FBTR является важной целью Центра атомных исследований. Повторное использование урана-233 в активной зоне реактора FBTR в виде экспериментальных твэлов явится существенным шагом в разработке технологии ториевого топливного цикла в Индии.

Для эффективного использования тория и воспроизведения делящегося материала уран-233 в тепловых реакторах или реакторах FBR, в Индии разработан ряд взаимосвязанных технологий. Ниже приведен краткий перечень основных технологий:

- переработка ториевой руды для получения ядерного материала;
- теоретический анализ физических характеристик реактора с торием;
- проектирование ториевого топлива;
- изготовление топлива разного вида на основе тория;
- загрузка ториевого топлива в реакторы на тепловых и на быстрых нейтронах для проверки теоретических и проектных оценок, а также для накопления опыта облучения;
- переработка облученного тория.

В качестве вводной части программы широкомасштабного использования тория, было признано разумным накопить некоторый опыт облучения тория в реакторах PHWR. Хорошо известно, что в свежей активной зоне, когда она изначально загружена только природным урановым топливом, в ее центре возникает пик плотности потока нейтронов, что ограничивает максимальную мощность реактора. В равновесной активной зоне сглаживание плотности потока нейтронов достигается созданием областей с разным выгоранием топлива, то есть топливо в центральной части более выгоревшее по сравнению с топливом на периферии: реактивность центра активной зоны ниже по сравнению с краями.

Для того, чтобы с самого начала эксплуатации реактор PHWR работал на полной мощности, в центр активной зоны должно быть загружено некоторое количество топливных сборок, поглощающих нейтроны, либо кассеты с обедненным топливом. Это было сделано путем выборочной загрузки ториевых кассет в 35 каналов реактора, по одной кассете на канал в заранее опре-

деленном месте. Исследования показали техническую осуществимость продолжительного облучения тория, и такая программа облучения вскоре начнет выполняться.

В результате работы ториевых кассет в реакторах PHWR Индия получила положительный опыт, что стало первым шагом к изготовлению топливных сборок для blankets реактора FBTR в Калпаккаме и для производства урана-233, который будет использован в реакторах FBR вместе с торием. Таким образом, в ограниченных масштабах были продемонстрированы технологии, относящиеся к использованию тория.

Очевидно, что торий имеет много преимуществ перед ураном: количество радиоактивных отходов радикально снижается, равно как их токсичность, уровень радиоактивности и тепловыделение. Более того, уран более дорогостоящий, чем торий, поэтому экономическая эффективность существующих реакторов может быть повышена за счет непрерывного использования тория. Не удивительно, что кроме Индии многие страны заинтересованы в этой альтернативе. Ядерная промышленность должна быть благодарна Берцелиусу за его многообещающее открытие.

Комитет по природным ресурсам и энергетике при Министерстве экономики торговли и промышленности Японии (МЭТМ) еще в июле 2001 г. рекомендовал ввести в эксплуатацию к 2010 году 10-13 энергетических ядерных реакторов. Аргументировалось это, прежде всего тем, что АЭС являются стабильными источниками электроснабжения без загрязнения окружающей среды. Министерство намерено начать конкретную программу субсидирования уже с 2004 г.

Координационный совет по развитию электроэнергетики (EPDCC) Японии и глава префектуры Симане одобрили предложение фирмы «Chugoku Electric Power» о строительстве АЭС «Симане-3» с усовершенствованным реактором ABWR электрической мощностью 1375 МВт. Строительство АЭС планируется начать в марте 2003 г., а промышленную эксплуатацию – в марте 2010 г. Стоимость строительства оценивается в 450 млрд иен (~ 4,15 млрд. дол.). Глава префектуры Хоккайдо формально одобрил строительство АЭС «Томари-3» с реактором PWR мощностью 912 МВт фирмы «Hokkaido Electric Power». Начало строительства намечено на август 2002 г., ввод в промышленную эксплуатацию – на декабрь 2008 г.

В основном плане развития энергетики на 2000 финансовый год указано, что годовые потребности в электроэнергии к 2009 финансовому году достигнут примерно 973,8 ТВт.ч при среднегодовом приросте в 1,8%, максимальная потребность в энерго мощностях составит 203670 МВт при средних темпах роста 2,1% в год. Для удовлетворения этих потребностей к 2009 финансовому году должны быть введены в действие новые электрогенерирующие установки общей мощностью 52780 МВт: в том числе ГЭС – 5800 МВт, ТЭС – 34350 МВт и АЭС – 12630 МВт. Строительство электростанций общей мощностью 39500 МВт уже включено в план; 6330 МВт должно быть обеспечено поставщиками электроэнергии по оптовому ценам.

Также, по сообщению Федерации электроэнергетических компаний (FERCO) Японии, 9 частных энергетических компаний (за исключением фирм «Okinawa Electric Power» и «Japan Atomic Power Co.») планируют совместно

организовать промышленное производство МОХ-топлива. Предполагается, что сооружение и эксплуатация завода по изготовлению МОХ-топлива в Роккасе будут осуществляться компанией «Japan Nuclear Fuel Ltd» (JNFL), 70% акций которой принадлежат электроэнергетическим фирмам. Стоимость сооружения установки должна составить 120 млрд японских иен (~1,1 млрд дол.). Ее минимальная проектная мощность – 130 т МОХ-топлива/год. С предположительной степенью загрузки ~70% производительность составит 40 т топлива для реакторов типа BWR, 20 т – для реакторов PWR и 30 т – для 100%-й загрузки МОХ-топливом активной зоны планируемого на АЭС «Ома», преф. Аомори, усовершенствованного кипящего реактора (ABWR) электрической мощностью 1383 МВт. Всего к 2010 г. планируется загрузка МОХ-топлива в 16–18 водо-водяных реакторов всех 11 электроэнергетических компаний страны.

В настоящее время разрабатывается детальный проект установки по производству МОХ-топлива, которая может быть введена в действие спустя 3-4 года после пуска в июле 2005 г. строящегося в Роккасе завода по переработке отработавшего ядерного топлива (ОЯТ). Заводы должны быть связаны подземными коммуникациями для подачи регенерированного урана и выделенного плутония на установку по изготовлению МОХ-топлива.

Энергетические фирмы Японии решили переработать ОЯТ, эквивалентное 600 т U, во Франции, а не на заводе по переработке ОЯТ в Роккасе, и планировали к началу 2001 г. обсудить контракт с фирмой «Cogema». Такое решение было принято из-за ограниченной мощности еще строящегося завода в Роккасе. Фирмы опасаются также, что отсутствие хранилищ ОЯТ на АЭС может в конечном счете привести к закрытию самих станций.

Фирма «Cogema» временно прекратила изготовление МОХ-топлива для АЭС «Такахама» фирмы «Kansai Electric Power» до принятия решения японской стороной о перспективах развития программы фирмы по МОХ-топливу. Фирма «Kansai» проводит переоценку своей программы в связи с проблемами с МОХ-топливом фирмы BNFL. В соответствии с контрактом с японской фирмой «Nuclear Fuel Industries»(NFI) – поставщиком топлива – фирма «Cogema» начала изготовление партии МОХ-топлива на заводе Melox в 1999 г. Топливо предназначалось для АЭС «Такахама-4», однако планы загрузки были отложены после отказа от МОХ-топлива фирмы BNFL. (UI News Briefing. 2000. N 41-14.)

Возможность использования британского оружейного плутония для изготовления в Европе опытных ТВС для американской программы по МОХ-топливу рассматривается объединением DCS, включающим фирмы «Duke Power», «Cogema» и «Stone & Webster». Исследование было поручено фирме «Cogema». Главным препятствием европейского варианта изготовления ТВС является транспортировка оружейного плутония из Великобритании на континент, а также готовых ТВС с МОХ-топливом на АЭС США.

Во Франции закончены исследования, начатого по заказу правительства в мае 1999 г., и его результаты были представлены в отчете премьер-министру Франции Л. Жоспену в июле 2000 г. Доклад охватывает период с 2000 по 2050 г. В нем не ставилось целью как-то повлиять на общественное мнение или использовать его в качестве руководства при принятии решения,

но предполагалось представить технические, экономические и экологические данные, необходимые для обсуждения будущего развития энергетики во Франции. В исследовании проанализировано семь возможных сценариев развития энергетики до 2050 года в зависимости от изменения потребностей в электроэнергии, цен на газ (основного конкурента атомной энергии) и с учетом срока службы реакторов действующих АЭС и возможной необходимости повышения их мощности. Доклад включает 5 глав. В первой части анализируются 2 сценария, предусматривающие сроки эксплуатации АЭС 41 год и 45 лет, в сочетании с тремя вариантами завершающей стадии топливного цикла: переработкой от 65 до 75% отработавшего ядерного топлива (ОЯТ); переработкой всего ОЯТ и переходом на открытый цикл к 2010 г. Сценарий с 45-летним сроком эксплуатации АЭС дает выигрыш в 6 цент/(кВт.ч) и по сравнению с открытым циклом затраты в замкнутом цикле на 1% выше. В докладе сделаны два важных вывода:

- действующие АЭС сохраняют преимущество в издержках производства по сравнению с ТЭС на газе с комбинированным циклом (вариантом технологии, наиболее важным с точки зрения экономики, способным удовлетворить спрос на электроэнергию в больших масштабах) при условии, что АЭС не будут закрыты преждевременно;

- если цены на газ останутся стабильными в рассматриваемый период, ядерная энергетика, вероятно, также сохранит экономические преимущества, когда придет время строить новые электрогенерирующие мощности.

В докладе отмечается, что наиболее выгодный вариант – более эффективное использование энергии. Независимо от цены на природный газ наиболее выгодными являются сценарии, предполагающие низкий уровень потребностей в электроэнергии, при этом возможная годовая экономия оценивается более чем в 14 млрд. фр. Однако если цены на ископаемое топливо останутся стабильными, наиболее экономичным вариантом будет сценарий с продолжением эксплуатации АЭС до конца срока службы. Различия цен на электроэнергию в вариантах сценариев сравнительно небольшое, изменение цены на газ может изменить конкурентоспособность АЭС.

В любом варианте для Франции выгодно сохранять работающие установки как можно дольше. Развитие энергетики по сценарию с закрытием установок после 30 лет эксплуатации в любом случае окажется более дорогостоящим, чем при среднем сроке эксплуатации более 45 лет. Дополнительным преимуществом продления срока службы АЭС является отсрочка принятия решения о будущем АЭС в надежде на появление новой более эффективной реакторной технологии.

В отчете затронуты экономические вопросы, связанные с выбросами CO_2 с ТЭС на газе и радиоактивными отходами с АЭС. Дополнительные затраты, связанные со снижением выбросов CO_2 , которые Франция должна сократить в соответствии с ее обязательствами, являются более тяжелым финансовым бременем, чем затраты на обращение с радиоактивными отходами. С учетом этих двух факторов становится ясно, что более интенсивное использование атомной энергии, по утверждению авторов отчета, является более эффективным из представленных вариантов. Исследование подтверждает, что

как в настоящее время, так и в будущем АЭС остаются более конкурентоспособными по сравнению с ТЭС на газе.

В США планируется ввести до 2020 года 50 новых атомных энергоблоков, еще на 20 энергоблоков выделены средства для продления сроков их эксплуатации, а компании-владельцы 34 атомных энергоблоков подали заявки на реконструкцию и модернизацию атомных установок с целью подготовки блоков к эксплуатации сверх определенного срока службы.

Тайваньская энергетическая компания Taipower объявила что рассчитывает начать коммерческую эксплуатацию первого энергоблока АЭС «Ленгмень» 30.04 06 г – почти на три месяца ранее запланированной даты.

К 2004 году энергетические компании канадской провинции Онтарио OPG (Ontario Power Generation) и Bruce Power планируют качать повторную эксплуатацию шести энергоблоков атомных станций. Эксперты OPG пришли к выводу, что повторный пуск блоков первой очереди АЭС «Пикеринг» дешевле и экологически чище, чем строительство новых электростанций на природном газе.

Иран планирует построить при помощи России вторую атомную электростанцию, кроме уже сооружаемой в настоящее время в Бушере.

Румыния планирует объявить международный тендер на завершение строительства третьего, четвертого и пятого энергоблоков АЭС «Чернавада» Первый энергоблок этой АЭС обеспечивает 10% потребностей Румынии в электроэнергии. Пуск второго блока АЭС «Чернавада» запланирован на период 2003 – 2004 гг. Предполагается, что ввод в эксплуатацию второго энергоблока АЭС приведет к снижению цен на электроэнергию в Румынии.

Правительство Финляндии одобрило заявку компании Teollisuuden Voima Oy на строительство пятого атомного энергоблока на одной из финских АЭС. За строительство нового энергоблока проголосовали 10 из 16 членов Кабинета Министров Финляндии.

Правительство Великобритании подготовило доклад, в котором говорится, что государство намерено оказать помощь национальным энергетическим компаниям в строительстве 12 новых энергоблоков АЭС, в частности, путем освобождения от ряда налогов и ослабления режима планирования

В целом количество атомных энергоблоков, намеченных к вводу в эксплуатацию в ближайшей и среднесрочной перспективе, только в перечисленных странах достигает 110.

Новый импульс развитию атомной энергетики дают решения принятые на «Саммите Тысячелетия» в Нью-Йорке в 2000 г. На атомную энергетику в новом тысячелетии возлагается особая роль: она призвана обеспечить решение проблемы энергообеспечения человечества, и при этом не только не навредить экологии, а улучшить её, и кардинально решить вопрос нераспространения ядерного оружия.

В мировой практике нашли применение несколько основных типов энергетических реакторов: водо-водяные реакторы LWR – с водой под давлением PWR (Pressurised Water Reactor) и кипящие реакторы BWR (Boiling Water Reactor); разработанные в США и наиболее распространенные в настоящее время; реакторы с газовым охлаждением AGR, разработанные и применяющиеся в Великобритании и Франции; газо-графитовые реакторы на

естественном уране MAGNOX; реакторы с тяжелой водой HWR - английский SGHWR, канадский – CANDU, а также водо-графитовые каналные реакторы прямого цикла РБМК, которые эксплуатируются только в СССР.

Кроме реакторов этих типов в Европе и СССР имеются также реакторы на быстрых нейтронах (Phenix, FBR, GCBR, БН), которые представляют собой ядерные реакторы следующего поколения. В таблице 2.3 показаны основные типы ядерных энергетических реакторов применяемых в мировой практике в настоящее время.

Таблица 2.3. Основные типы ядерных энергетических реакторов применяемых в мировой практике

Реакторы на тепловых нейтронах (РТН)	Легководные водо-водяные реакторы LWR	PWR ВВЭР	Водо-водяные энергетические реакторы под давлением.
		BWR БК	Водо-водяные энергетические реакторы кипящего типа.
	Тяжеловодные водо-водяные реакторы HWR	BHWR	Кипящие тяжеловодные реакторы.
		PHWR	Тяжеловодные реакторы под давлением
		SGHWR	Тяжеловодный парогенерирующий реактор.
	Газоохлаждаемые реакторы GR	GGR	Газоохлаждаемые реакторы с графитовым замедлителем.
		AGR	Усовершенствованные газоохлаждаемые реакторы.
		HTGR	Высокотемпературные газоохлаждаемые реакторы.
	Реакторы смешанного типа	РБМК	Легководные кипящие реакторы канального типа с графитовым замедлителем (в эксплуатации только в странах бывшего СССР).
Реакторы на быстрых нейтронах БН, ВВ	LMFBR БН	Реакторы с жидкометаллическим теплоносителем	
	GCBR	Реакторы с газовым теплоносителем	

Глава 3. Примеры основных аварий на ЯЭУ

Аварии на ядерных электростанциях всегда вызывают большой интерес, а иногда и серьезную тревогу общественности.

За 55-летний период до 2001 г. опубликованы данные о 44 различных авариях на ядерных энергетических установках, хотя число пострадавших операторов в результате этих аварий очень мало. По всей видимости, эти сведения освещены далеко не полностью. Несмотря на то, что проектировщики ядерных энергетических установок тщательно оценивают риск и возможные последствия аварий, вплоть до превышающих максимально проектные, выход продуктов деления во время всех аварий, предшествующих Чернобыльской, был значительно меньше, чем предсказывалось при проведении такого рода оценок, что указывает на то, что они проводились с большим запасом.

Если мы хотим в мировом масштабе получать выгоду от использования ядерной энергии, несмотря на связанную с этим опасность, то необходимо, чтобы уроки, полученные в результате каждой из аварий, были учтены при проектировании установок будущего и использовались для повышения безопасности существующих установок. Анализ всех произошедших аварий выходит за рамки настоящей книги. В этой работе приведены наиболее типичные примеры, которые наглядно иллюстрировали бы характерные особенности, рассмотренные выше. Аварии на АЭС Three Mile Island и Чернобыльской, получившие наибольший резонанс в мире рассмотрены более подробно.

Авария на реакторе NRX. 1952 год. Реактор NRX, расположенный в Чок-Ривер, Канада, являлся экспериментальным реактором и, в некоторых отношениях, предшественником существующих реакторов CANDU. Его полная расчетная тепловая мощность составляла 40 МВт. Топливный стержень реактора охлаждается легкой водой, протекающей по кольцевому зазору между стержнем и трубкой высокого давления, которая в свою очередь находится в трубке каландра, расположенной в резервуаре с тяжелой водой, служащей замедлителем.

12 декабря 1952г. проводились испытания реактора на малой мощности. Расход легководного теплоносителя во многих каналах был уменьшен, поскольку тепловыделение в топливе было достаточно мало. Заметив, что внезапно зажглось несколько красных сигнальных лампочек, указывающих на извлечение стержней регулирования из активной зоны, руководитель испытаний спустился в полуподвальный этаж и обнаружил, что один из операторов открывает вентили, что должно привести к полному извлечению групп стержней регулирования из активной зоны. Он немедленно перекрыл все неправильно открытые вентили, после чего стержни должны были опять опуститься в реактор. Часть из них действительно погрузилась в активную зону, однако другие, по неясным причинам, опустились ровно настолько, чтобы погасли красные сигнальные лампочки. Эти последние стержни находились в почти полностью извлеченном состоянии.

Из полуподвального этажа руководитель испытаний позвонил своему помощнику в комнату управления и распорядился, чтобы он посредством нажатия определенных кнопок ввел все регулирующие стержни в активную зо-

ну и начал готовиться к повторному испытанию. Однако тот неверно понял указания и нажал не те кнопки, которые нужно. К счастью, оператор в комнате управления вскоре заметил быстрый рост мощности реактора и нажал кнопку аварийной остановки реактора. После этого регулирующие стержни должны были под действием силы тяжести упасть в активную зону, однако многие из них не упали, и мощность реактора продолжала расти. После краткого совещания было решено слить тяжеловодный замедлитель из каландра. В результате этих действий реактор был остановлен, хотя и не очень быстро, поскольку для слива замедлителя потребовалось некоторое время. Пиковая тепловая мощность, достигнутая реактором, составила от 60 до 90 МВт.

Возрастание мощности в условиях ограниченного расхода теплоносителя в ряде каналов привело к вскипанию легкой воды, что вызвало повышение внутреннего давления в трубах с теплоносителем и привело к их разрушению. Ситуация усугубилась потерей легководного теплоносителя из топливных каналов, что привело к увеличению реактивности и усилению первоначального всплеска мощности. В итоге часть топлива расплавилась, а резервуар каландра с тяжелой водой лопнул в нескольких местах. Большое количество воды, содержащей продукты деления с радиоактивностью около 10000 Ки, вылилось в полуподвальный этаж здания.

Активная зона и каландр реактора, восстановить которые не представлялось возможным, были демонтированы и захоронены, а реакторная площадка дезактивирована. Усовершенствованные активная зона и каландр были установлены спустя примерно 14 месяцев после аварии.

Основным уроком, извлеченным из аварии, явилось требование обеспечения абсолютной безопасности работы системы стержней регулирования, и в современных реакторах в этом направлении достигнут значительный прогресс. Авария на NRX усугубилась тем фактом, что этот тип реактора имеет положительный пустотный коэффициент реактивности, так что при естественном развитии событий (при вскипании воды вследствие её нагрева) происходит увеличение плотности нейтронов в активной зоне.

Авария на реакторе EBR-1, 1955 год. Американский экспериментальный реактор-бридер (EBR-1) известен как реактор, впервые использовавшийся для производства электроэнергии. К его сооружению приступили в 1948 г., а выработка электроэнергии началась в декабре 1951 года. Проектная тепловая мощность реактора составляла 1 МВт, а электрическая мощность 200 кВт. Естественно, что в здесь производство электроэнергии носило, скорее, демонстрационный, чем экономический характер.

За время своего срока службы реактор эксплуатировался с активными зонами четырех различных конфигураций, в каждой из которых использовалось металлическое топливо. В первых трех активных зонах применялся высокообогащенный уран, состоящий в основном из изотопа уран-235. Во второй активной зоне топливо использовалось в виде уран-циркониевого сплава, содержащего 2% циркония. Диаметр топливных стержней составлял 1,25 см, и 217 таких стержней, упорядоченных в треугольную решетку, образовывали расположенную в центре шестигранную активную зону поперечным размером 19 см. Малый размер активной зоны указывает на большую компактность быстрых реакторов с жидкометаллическим охлаждением. Вокруг этой цен-

тральной зоны с высоким обогащением урана-235 располагается бланкет, содержащий стержни с естественным ураном. В качестве теплоносителя в реакторе использовалась смесь натрия с калием, остающаяся жидкой при комнатной температуре.

В этой активной зоне при очень малых расходах теплоносителя наблюдались осцилляции мощности. 29 ноября 1955 г был начат эксперимент для исследования этого эффекта. В ходе этого эксперимента, проводившегося при полном прекращении циркуляции теплоносителя через активную зону и с отключением определенных блокирующих устройств системы безопасности, производилось резкое увеличение мощности для определения скорости возрастания реактивности с температурой. Предполагалось прекратить эксперимент при достижении топливом температуры 500 °С, однако вследствие наложения изучаемого эффекта и ошибки оператора, температура поднялась свыше 720°С. При такой температуре началось взаимодействие металлического уранового топлива с оболочкой из нержавеющей стали, в результате чего расплавилось примерно 40% активной зоны, но это, однако, не привело к взрыву, повреждению установки или возникновению радиационной опасности.

Сближение топливных стержней в быстром реакторе приводит к возрастанию реактивности или плотности нейтронов. Это имеет непосредственное отношение к инциденту, в результате которого расплавилась активная зона EBR-1. Топливные стержни имели возможность изгибаться, и это привело к возрастанию реактивности, причем процесс оказался саморазвивающимся, поскольку при увеличении температуры увеличивался и изгиб. Это и явилось причиной возникновения температурного эффекта, исследовавшегося в ходе эксперимента, который был впоследствии объяснен теоретически. Активная зона реактора EBR-1 позднее была демонтирована и заменена другой, в конструкции которой для устранения этого температурного эффекта использовались дистанционирующие ребра. Расширение этих ребер при повышении температуры приводит к расширению активной зоны, что создает отрицательный, а не положительный, как наблюдалось ранее, температурный коэффициент реактивности.

Эксплуатация реактора EBR-1, окончательно остановленного в декабре 1963 г., дала ценную информацию об особенностях конструирования быстрых реакторов. В настоящее время активные зоны всех реакторов проектируются со значительным количеством налагаемых ограничений, так что они всегда имеют отрицательный температурный коэффициент реактивности. Фактически, представляется возможным создавать в будущем для быстрых реакторов активные зоны с внутренне присущей конструкции безопасностью, заключающейся в том, что при их расширении цепная реакция будет прекращена даже в том случае, если не сработает система стержней регулировки. Это является одной из специфических особенностей быстрых реакторов, которая делает их в некоторых отношениях даже более безопасными, чем тепловые реакторы.

Авария на реакторе в Уиндскейле. 1957 год. Эта авария произошла на одном из больших реакторов с воздушным охлаждением, построенных для наработки плутония и расположенных на площадках Управления атомной

энергетики Соединенного Королевства в Уиндскейле, на северо-западном побережье Великобритании. 7 октября 1957 г. реактор останавливался для проведения плановых работ по техническому обслуживанию для удаления энергии, накопившейся в графите за счет смещения атомов – энергии Вигнера. Согласно принятой процедуре, использовался ядерный нагрев графита до такой температуры, при которой атомы естественным образом перемещались в свое первоначальное положение. При этом процессе высвобождается дополнительная энергия, выделяющаяся в виде тепла. Этого тепла оказывается достаточно для продолжения процесса отжига и после прекращения ядерного нагрева. Однако из-за конструктивных особенностей Уиндскейльского реактора при этом остаются зоны не отожженного графита, для которых требуется вторичный ядерный нагрев. 10 октября в 11 часов операторов насторожили показания датчиков радиоактивности, которые указывали на десятикратное превышение активности над нормальным фоновым уровнем. В 16 ч. 30 мин. при визуальном осмотре топливных каналов было обнаружено, что многие топливные элементы раскалены докрасна. Попытки выгрузить эти топливные элементы оказались неудачными, поскольку они распухли и были зажаты в топливных каналах. Дальнейшие попытки в ночь с 10 на 11 октября охладить реактор с помощью диоксида углерода также оказались безуспешными. 11 октября в 8 ч 55 мин для охлаждения перегретого топлива была использована вода, и, наконец, 12 октября в 3 ч 20 мин активная зона была приведена в холодное состояние.

Поскольку реактор охлаждался воздухом, то материалы, высвободившиеся из поврежденных топливных элементов, были вынесены потоком воздуха через вытяжную трубу. Труба была оборудована системой фильтров, которые, однако, улавливали только 50% содержащихся в потоке частиц. Она также была неэффективна для удаления благородных газов (ксенона и криптона) и летучего йода-131, общая радиоактивность от выброса которого в атмосферу составила 20000 Ки.

В ходе расследования причин аварии было высказано предположение, что повторный ядерный нагрев был произведен слишком быстро, и в результате один из топливных элементов был поврежден. Окисление урана в поврежденном элементе и привело к пожару, охватившему также и окружающий графитовый замедлитель. Горение графита дало выделение дополнительной энергии в области активной зоны, окружающей место возникновения пожара, и к вечеру 10 октября огнем было охвачено 150 каналов, содержащих примерно 8 т уранового топлива. Операторы, проявившие большую отвагу, чтобы воспрепятствовать распространению огня, выгружали топливные элементы из каналов, прилегающих к зоне возгорания. Когда же, наконец, для охлаждения каналов решили использовать воду, то при этом шли на осознанный большой риск, связанный с возможностью взрыва, что увеличило бы масштабы аварии и выброс радиоактивности. Поэтому при выполнении этой процедуры на станции было объявлено аварийное положение.

Очевидно, что этот ранний тип реактора очень отличается от современных энергетических установок. Использование в нем металлического топлива сделало возможным возгорание, в результате чего началось горение графита, поддерживаемое продолжающейся циркуляцией воздуха через реактор. Тем

не менее эта авария представляет особый интерес при анализе безопасности ЯЭУ, поскольку выброс йода был намного больше, чем, например, при аварии на АЭС Three Mile Island.

Установка на вытяжной трубе фильтров, которые задержали 50% радиоактивного йода, высвободившийся стронций и цезий, явилась результатом настойчивости доктора Джона Кокрофта из Управления атомной энергетики Соединенного Королевства. Наличие этих фильтров, очевидно, помогло существенно ограничить выброс радиоактивности, хотя их конструкция и не позволяла должным образом улавливать летучие продукты деления.

После аварии производился контроль поступающего в продажу молока, поскольку радиоактивный йод легко проникает в молоко по пищевой цепочке, так как выпадает на траву, которую поедают коровы. Продажа молока, поступающего с ферм из районов Великобритании, окружающих Уиндскейл, была прекращена примерно на 6 недель.

Последствия аварии в Уиндскейле изучались Национальной комиссией по радиологической защите. Согласно сделанной оценке, среди населения могло произойти около 30 дополнительных смертей от заболевания раком, что составляет 0,0015% прироста смертности от рака (другими словами, за тот период, когда могут произойти эти 30 летальных исходов, среди подвергшейся облучению части населения от раковых заболеваний согласно статистике умрет примерно 1 млн. человек) [10].

Авария на АЭС St. Laurent. 1960 год. На АЭС St. Laurent, принадлежащей компании Electricite de France, был установлен реактор Magnox тепловой мощностью 500 МВт, пущенный в эксплуатацию в январе 1960 г.

Перегрузка реактора производилась на ходу с помощью специальной машины, которую называют перегрузочной. Перегрузочная машина представляет собой довольно сложное устройство больших размеров; движение машины над верхней частью реактора и выбор надлежащего положения по отношению к каждому входному отверстию для выгрузки и загрузки топлива управляются компьютером. 17 октября 1960 г. во время ночной смены, когда реактор работал почти на полной мощности, производились обычные перегрузочные операции. Графитовые пробки, которые были временно помещены в один из топливных каналов активной зоны, заменялись топливом. Перегрузочная машина выгрузила графитовые пробки из активной зоны в пустые камеры-хранилища и загрузила топливо из полных камер, однако затем вдруг остановилась. Для полной загрузки одного топливного канала требуются три полные камеры с топливными элементами, причем в каждой камере содержатся четыре топливных элемента. Когда перегрузочная машина остановилась, то оператор заблокировал систему автоматического управления и после серии выполненных вручную операций ошибочно загрузил в канал вместо топлива устройство для ограничения расхода. Эти устройства использовались для регулировки расхода газа в отдельных каналах. Таким образом, загрузка ограничителя в канал привела к сокращению расхода теплоносителя и к ухудшению условий охлаждения топливных элементов. Часть топливных элементов в неверно перегруженном канале нагрелась выше температуры плавления, и расплавленное топливо вытекло из канала на расположенную под ним двойную решетку. В результате этой утечки радиоактивных продук-

тов деления сработала система сигнализации, и реактор был остановлен. Расплавленное топливо (около 50 кг) осталось внутри массивной бетонной конструкции, так что утечка радиоактивности за ее пределы если и произошла, то была малой, и никто при аварии не пострадал. Однако для полного завершения операций по очистке и повторного пуска реактора потребовался почти год. Перегрузочная машина была модифицирована, и в дальнейшем нельзя было так просто заблокировать систему автоматического управления и перевести машину на ручное управление.

Эта авария, как и аналогичная на реакторе British Chapelcross в Шотландии, вновь продемонстрировала важность тщательного согласования характеристик теплосъема и тепловыделения по всей системе в целом и для каждой ее составной части. Список ошибок операторов был пополнен, и это был тот необходимый опыт, который позволил в дальнейшем избежать этих ошибок.

Авария на реакторе SL-1. 1961 год. 3 января 1961 г. в Айдахо (США) на Национальной станции испытания реакторов в результате аварии был разрушен небольшой (тепловая мощность 3 МВт) экспериментальный реактор с кипящей водой, носивший название SL-1 (стационарный реактор малой мощности № 1). Причиной аварии стало ручное выведение стержней регулирования во время останова реактора. Реактор остановливался на техническое обслуживание и для установки дополнительной контрольно-измерительной аппаратуры. Эта работа была завершена во время дневной смены 3 января, и с 16 до 24 ч бригада из трех человек должна была вновь присоединить механизм привода к стержням регулирования, которые были отсоединены и полностью введены в реактор, поскольку это требовалось для установки дополнительно контрольно-измерительной аппаратуры. Однако хотя стержни и были отсоединены от приводящего механизма, они могли быть подняты вручную. Для приведения реактора в критическое состояние достаточно было поднять стержни примерно на 40 см.

В 21 ч 01 мин 3 января на пожарных станциях и в главном штабе управления безопасности испытательной станции, расположенном на некотором расстоянии от корпуса с SL-1, прозвучал сигнал тревоги. В ходе выяснения обстоятельств было обнаружено, что два оператора погибли (третий умер позднее), а в здании возник высокий уровень радиоактивного заражения. Непосредственных причин аварии установить не удалось; стержни могли быть извлечены случайно или умышленно, но это уже никогда не станет известно.

На основании тщательного изучения остатков активной зоны и корпуса реактора, выполненного во время расчистки места аварии, было сделано заключение, что регулирующие стержни были выведены примерно на 50 см, чего вполне достаточно для очень большого увеличения реактивности. В результате нейтронной вспышки мощность реактора за примерно 0,01 с достигла 20000 МВт, что привело к расплавлению топливных элементов. Расплавленное топливо вступило в реакцию с находящейся в корпусе реактора водой, и мгновенное образование пара со взрывом с такой силой подбросило воду над активной зоной, что когда она ударилась о крышку корпуса, то он в свою очередь взлетел на 3 м в воздух и затем упал приблизительно в свое первоначальное положение.

Из аварии были сделаны два основных вывода:

1. Нельзя признать удовлетворительным реактор (даже малый экспериментальный реактор), в котором извлечению стержней регулирования не препятствует соответствующая система блокирующих устройств. На современных энергетических реакторах такое извлечение регулирующих стержней, как то, что произошло при аварии на SL-1, было бы невозможно.

2. Выброс воды из активной зоны обычно ведет к уменьшению реактивности, так что вследствие образования дополнительных пустот реактор автоматически останавливается. Однако, как показала авария на SL-1, очень быстрое возрастание реактивности может привести к плавлению топлива раньше, чем образуются значительные пустоты, и цепная реакция прекратится. Этот факт был продемонстрирован при испытаниях на другом американском реакторе: в 1954 г. так называемый реактор BORAX был намеренно приведен в такое состояние и в результате разрушен.

Авария на реакторе Enrico Fermi. 1966 год. Реактор Enrico Fermi являлся демонстрационным быстрым реактором-размножителем с натриевым охлаждением тепловой мощностью 200 МВт (электрической мощностью 61 МВт). Установка была построена вблизи Лагуна-Бич, штат Мичиган, и начала работать в 1963 г. После продолжительной эксплуатации на малой мощности, в 1966 г. мощность реактора стали увеличивать. При этом было замечено, что температура теплоносителя над двумя топливными сборками (из 155) превышает нормальную, а температура над другими топливными сборками ниже нормальной. Реактор был остановлен и произведена перестановка сборок в активной зоне для определения, зависит ли эта температурная аномалия от положения в зоне или же она присуща самим топливным сборкам.

5 октября 1966 г. начало производиться увеличение тепловой мощности реактора до уровня (67 МВт), выбранного для испытаний зоны с переставленными топливными сборками. Примерно в 15 ч, когда тепловая мощность реактора составляла 20 МВт, оператор заметил контрольный сигнал, указывающий, что скорость изменения плотности нейтронов приобрела беспорядочный характер. С этой проблемой сталкивались и раньше и относили ее на счет случайных флуктуаций электрической природы в системе управления. Реактор был переведен на ручное управление, а когда неустойчивости исчезали, то снова переключались на автоматическое управление и продолжали повышение мощности.

В 15 ч 05 мин, когда тепловая мощность реактора составляла 27 МВт, вновь стали наблюдаться сигналы хаотического характера. Вскоре после этого было замечено, что стержни управления находятся выше своего нормального положения. Проверка температур на выходе из активной зоны показала, что температура теплоносителя на выходе из двух сборок аномально высока: 380 и 370 °С по сравнению со среднемассовой температурой всего теплоносителя на выходе из реактора, составляющей 315 °С.

В 15 ч 09 мин от расположенных в вытяжных трубах верхней части здания датчиков вентиляционной системы поступили сигналы тревоги. Здание было автоматически изолировано – в это время в нем никто не находился – и было сделано объявление о радиационной опасности. Повышение тепловой мощности реактора было остановлено на 31 МВт, и было начато ее сни-

жение. К 15 ч 20 мин тепловая мощность реактора была снижена до 26 МВт, затем реактор был остановлен на ручном управлении. В течение следующего года было извлечено и исследовано большое количество топливных сборок. В результате было обнаружено, что значительная часть топлива в двух сборках расплавилась. Причина же аварии стала ясна только по окончании периода расследования. Она оказалась относительно тривиальной. Под активной зоной было установлено шесть небольших циркалоевых пластинок, которые должны были создавать восходящий поток натрия. Одна из этих пластинок оторвалась и почти полностью перекрыла доступ теплоносителя во входные отверстия нескольких сборок.

Ремонт полученных реактором повреждений выполнялся с помощью специально сконструированных механизмов с дистанционным управлением, и реактор вновь достиг полной проектной мощности в октябре 1970 г., четыре года спустя после аварии.

Хотя при аварии на Enrico Fermi не было пострадавших и не произошло утечки радиоактивности за пределы защитной оболочки, в циркулирующий натриевый теплоноситель попали продукты деления с радиоактивностью 10000 Ки. Эта авария обратила внимание на потенциальную проблему, связанную с блокировкой потока, посторонними предметами, оказавшимися в циркулирующем по контуру натрия. В частности, необходимо тщательно оценивать рабочие условия любой системы реактора, которая может оказаться подверженной вибрационным разрушениям, приводящим к поступлению в теплоноситель посторонних материалов. При проектировании современных реакторов проводится всестороннее исследование гидродинамических характеристик различных узлов установки. Нужно отметить, что циркониевые пластинки были добавлены на самом последнем этапе конструирования, и возможно, что это было сделано не с таким уровнем гарантии качества, как для других узлов реактора Enrico Fermi. Так что необходимо избегать таких производимых в последний момент доделок, что относится и к аварии, произошедшей на АЭС Hunterstone, служащей еще одним примером ситуации такого рода.

Повреждение топлива не распространилось на соседние с пострадавшими топливные сборки, и тот факт, что авария носила ограниченный характер, сам по себе выглядит обнадеживающе.

Авария на АЭС Lucens. 1969 год. Экспериментальный реактор тепловой мощностью 30 МВт с охлаждением диоксидом углерода и с тяжеловодным замедлителем, установленный на АЭС Lucens в Швейцарии, соединял в себе черты английских магноксовых реакторов и тяжеловодных аппаратов. Топливный элемент состоял из графитовой колонны с семью параллельно расположенными продольными каналами. В каждом канале находились топливные стержни из металлического урана с малым обогащением, в тонкой оболочке из магниевого сплава (Magnox). Каждый топливный стержень размещался в циркалоевой трубке высокого давления, нижний конец, которой был закрыт, так что поток диоксида углерода под высоким давлением ($6 \cdot 10^4$ Па) опускался по кольцевому зазору между графитовой колонной и трубкой высокого давления, а затем поднимался и охлаждал отдельные топливные стержни. Тяжеловодный замедлитель помещался в резервуаре каландра из

алюминиевого сплава диаметром 3 м и высотой также 3 м, через который и проходили вертикально расположенные трубки высокого давления.

21 января 1969 г. на реакторе произошла авария, приведшая к разрушению одной из топливныхборок и повреждению соответствующей трубки высокого давления. Диоксид углерода устремился в резервуар с замедлителем и, после разрушения его предохранительного диска, под защитную оболочку реактора (которая в данном случае представляла собой подземную полость), вынося с собой продукты деления и большую часть тяжеловодного замедлителя. Впоследствии реактор был демонтирован.

Исследование причин аварии оказалось делом очень сложным и продолжалось почти 10 лет. Как было установлено, к аварии привело проникновение воды в один из топливных каналов, расположенных на периферии активной зоны, что произошло вследствие течи через уплотнительные кольца вала газодувки, прокачивающей диоксид углерода. Поскольку нижний конец трубки высокого давления был закрыт, то после остановки реактора в этих периферийных каналах на дне осталось некоторое количество воды. Коррозия на уровне поверхности раздела вода – воздух привела к почти полному разрушению оребрения на коротком участке топливного стержня.

При пуске реактора 21 января 1969 г. вода и продукты коррозии были вынесены из топливного канала. Однако, вследствие отсутствия оребрения в области, подвергшейся коррозионному разрушению, оболочка из магниевого сплава начала плавиться (при 640°C). Расплавленная часть оболочки вскоре стекла в нижнюю часть канала и затвердела, заблокировав проход потоку теплоносителя через канал. В результате металлический уран вскоре нагрелся до температуры плавления (1130°C). Произошло воспламенение урана и магниевого сплава в атмосфере диоксида углерода, и расплавленный металл начал стекать в графитовую колонну, приводя к неравномерности ее нагрева.

Колонна изогнулась и вступила в контакт с трубкой высокого давления, которая в свою очередь перегрелась и прорвалась под действием высокого давления газообразного теплоносителя. Всего несколькими секундами ранее этого реактор был остановлен по причине утечки продуктов деления в газообразный теплоноситель.

Сразу же после прорыва трубки высокого давления давление в резервуаре с замедлителем резко возросло. При давлении $8 \cdot 10^3$ Па вылетела предохранительная диафрагма, что произошло через 0,1 с после разрушения трубки, и расширяющийся теплоноситель выбросил из резервуара с замедлителем около 1 т тяжелой воды.

После прорыва трубки высокого давления графитовая колонна также разрушилась и перегретый жидкий уран, и магниевый сплав вступили в контакт со стенками трубки. Произошло локальное плавление циркалоевой стенки, и жидкий металл был выброшен в замедлитель. Примерно 2 кг тонкодисперсного материала со взрывом прореагировали с тяжеловодным замедлителем. Образовавшаяся в результате взрыва струя пламени повредила соседние трубки высокого давления, которые, однако, были охлаждены обратным потоком тяжелой воды до того, как произошло их разрушение. Всплеск давления при взрыве достигал $(1,6 - 2,5) \cdot 10^4$ Па и привел к выбросу еще большего количества тяжелой воды из бака.

Возможно, наиболее существенным аспектом этой аварии является тот факт, что проникновение воды в активную зону не было идентифицировано. Способность магноксовой оболочки успешно противостоять коррозионному воздействию воды хорошо известна, однако в данном случае решающим оказался весьма локализованный и продолжительный характер процесса коррозии, приведшего к разрушению оребрения. Следует также отметить недостатки схемы с параллельными отдельно расположенными каналами с закрытыми концами. Позднее было определено, что даже в случае полной блокировки потока теплоносителя в одном из каналов графитовой колонны, расход через топливную сборку уменьшается только примерно на 2%.

Авария на АЭС Millstone -1. 1972 год. 1 сентября 1972 г. на АЭС Millstone 1 в Коннектикуте совершался плановый вывод на мощность реактора типа BWR электрической мощностью 660 МВт. Когда мощность реактора достигла немногим менее 0,1% номинальной, оператор заметил, что система очистки воды вышла из строя. Оператор переключил реактор на вторую систему очистки и продолжал вывод его на мощность. Примерно через полчаса отказала и вторая система очистки воды, и оператор начал останавливать реактор. Когда же стало ясно, что в теплоноситель первого контура проникла соль из морской воды, то реактор был быстро остановлен. При расследовании выяснилось, что в результате коррозионного повреждения трубок конденсатора (который охлаждается морской водой) в первый контур попало много морской воды. Одним из последствий этого был выход из строя контрольно-измерительной аппаратуры для определения мощности реактора, что произошло в результате коррозионного растрескивания защитных кожухов датчиков, чувствительных к агрессивному воздействию хлора.

Впоследствии реактор был успешно отремонтирован и возвращен в строй. Эта авария, хотя при ней никто не пострадал и не произошло утечки радиоактивности, продемонстрировала относительную уязвимость одноконтурных систем, таких, как BWR, по сравнению с двухконтурными системами, как, например, PWR, CANDU или AGR. Дело в том, что в кипящих реакторах теплоноситель первого контура подается прямо на турбину, а затем конденсируется в конденсаторе и направляется снова в реактор. Если же конденсаторы охлаждаются морской водой, то существует потенциальная возможность ее проникновения в первый контур. Одним из способов избежать это является отключение конденсатора в случае протечки морской воды, однако такое отключение конденсатора ведет к потере основного способа охлаждения и требует обеспечения альтернативными средствами отвода тепла.

Авария на АЭС Browns Ferry. 1975 год. Атомная электростанция Browns Ferry в Алабаме включает три энергоблока с кипящими реакторами мощностью 1065 МВт. 22 марта 1975 г. на первом энергоблоке АЭС рабочий с помощью зажженной свечи пытался отыскать место протечки воздуха вокруг ввода кабеля в бетонную стену. Он нашел отверстие, заделал его куском полиуретана и проверил снова. Течь осталась, а от пламени свечи загорелся полиуретан. Огонь был подхвачен потоком воздуха, занесен в отверстие и начал быстро распространяться, так что его не удалось потушить с помощью огнетушителей. Пожар продолжался 7 ч. В момент его возникновения первый и второй энергоблоки работали на полной мощности. (Третий блок находился

в стадии сооружения и не пострадал при аварии.) Огонь, распространившись в горизонтальном и вертикальном направлениях, повредил около 2000 кабелей, а общая стоимость ремонта впоследствии составила примерно 10 млн. долл. Из-за опасности короткого замыкания, до полной остановки реактора для тушения пожара нельзя было использовать воду. С помощью воды огонь был быстро потушен.

Оба реактора были остановлены. Однако вследствие пожара как система охлаждения при остановке реактора, так и система аварийного охлаждения активной зоны первого блока не работали в течение нескольких часов. Так что для подачи воды в реактор операторы вынуждены были использовать другие возможные средства, включая присоединения насосов к системе привода стержней регулирования, а также насосы, применяемые для возврата в систему конденсата. Для использования этих средств требовалось снизить давление в реакторе, и во время этой процедуры толщина слоя воды над активной зоной уменьшилась до 1,2 м. Однако на протяжении всей аварии было обеспечено достаточное охлаждение активной зоны и предотвращен ее возможный перегрев. При расхолаживании второго блока не возникло сколь угодно существенных проблем и включение системы подачи воды высокого давления прошло успешно. Авария не привела к утечке радиоактивности за пределы площадки АЭС и ни один человек серьезно не пострадал. Оба блока, однако, вышли из строя примерно на 1 год, пока не были исправлены полученные повреждения.

Основной урок аварии на Browns Ferry можно отнести к категории, которую обычно называют повреждения общего характера. Все кабели систем обеспечения безопасности находились в одном канале и были повреждены одинаковым образом, несмотря на разнообразие систем обеспечения безопасности, при пожаре все системы вышли из строя. Поэтому проектировщики должны обеспечить, чтобы каждая из независимых систем являлась независимой на самом деле и чтобы кабели систем питания и управления контрольно-измерительной аппаратуры, а также устройств инициации систем защиты не находились в общем канале. На техническом языке это называется термином «изоляция», и после аварии на Browns Ferry меры по обеспечению изоляции были существенно улучшены. Например, в настоящее время различные элементы системы разделяются барьерами, сохраняющими огнестойкость в течение 3 ч, а если это невозможно, то кабели разносятся на значительное расстояние (обычно 7 м) и защищаются активными средствами огнетушения, так что вероятность распространения огня от одного к другому становится очень малой.

Авария на АЭС Hunterstone B. 1977 год. Этот инцидент произошел вскоре после ввода в эксплуатацию усовершенствованных газоохлаждаемых реакторов на АЭС Hunterstone B в Шотландии. 2 октября 1977 г. реактор B2 был остановлен для внесения ряда усовершенствований в конструкцию установки. 11 октября продолжалось понижение давления диоксида углерода в реакторе, когда система аварийной сигнализации, показания приборов и пробы газа начали указывать на повышенное содержание влаги в газообразном теплоносителе реактора. Впоследствии было установлено, что в корпус реактора проникло около 800 л морской воды. Изоляция в кольцевом зазоре под

парогенераторами была сильно повреждена. Ее пришлось полностью заменить, а реактор находился в нерабочем состоянии около 28 мес. Стоимость ремонтных работ составила 13 млн. фунтов стерлингов [12].

Сначала казалось неправдоподобным, что в корпус высокого давления газоохлаждаемого реактора могло проникнуть такое большое количество морской воды. Как выяснилось, это произошло при следующих обстоятельствах. Во время первого пуска, реактора в апреле 1977 г. было обнаружено, что деминерализованная вода в контуре охлаждения одной из газодувки дает кислую реакцию из-за присутствия в ней диоксида углерода, проникшего через трещину в сварном шве уплотнения. Чтобы обеспечить работу реактора до плановой остановки в октябре, было решено продолжать пусконаладочные работы, а кислую воду слить посредством временного присоединения к системе охлаждения морской водой, предотвращая, таким образом, коррозию системы охлаждения газодувки.

Когда же давление газа понизили, и оно стало меньше давления в системе охлаждения морской водой, то появилась потенциальная возможность для ее проникновения в систему охлаждения газодувки. Этого не должно было бы произойти, если бы запорные вентили на временном соединении для слива воды, которые считались перекрытыми, были бы действительно перекрыты. На самом же деле они были частично приоткрыты.

Этот инцидент указал на опасность временных модификаций установки, сделанных без полного анализа всех возможных последствий, а также на важность правильного указания на положения вентилей.

Авария на АЭС Hincley Point B. 1978 год. Согласно проекту, перегрузка усовершенствованных газоохлаждаемых реакторов производится на ходу. Во время первой перегрузки на ходу двух первых реакторов типа AGR на АЭС Hunterstone и Hincley Point в ряд каналов должно было быть загружено топливо вместо фиктивных топливных сборок, размещенных там при исходной загрузке реактора топливом. К ноябрю 1978 г. в эти так называемые вакантные каналы было загружено около 15 топливных сборок на АЭС Hincley Point и 20 сборок на АЭС Hunterstone.

19 ноября 1978 г. на АЭС Hincley Point производилось извлечение топливной сборки из канала 4K05 реактора P4. Топливная сборка была поднята примерно на 3 м, затем вдруг зацепилась, и лебедка перегрузочной машины остановилась из-за перегрузки. Впоследствии операция выгрузки была закончена без дальнейших осложнений. Визуальное обследование соединительных стержней топливных сборок, извлеченных из этого канала реактора показало, что графитовые втулки, окружающие третью, четвертую и пятую топливные сборки, серьезно повреждены. В результате повреждения графитовых втулок был ограничен доступ теплоносителя к находящимся над ними топливным сборкам, так что произошел их перегрев, повлекший повреждение части топливных стержней, из которых сделана топливная сборка. Впоследствии большое количество графитовых втулок, соответствующих 4-й сборке, было извлечено из реактора во время проведения регламентированного внутриреакторного осмотра. По уровню радиационного излучения втулок можно было сделать вывод, что они никогда ранее не находились в активной зоне реактора и повреждение произошло в процессе загрузки. Сборки, которые получили

повреждения, были загружены ранее в том же году в вакантные каналы при работе на 82% полной мощности. Этот инцидент вызвал сомнения в безопасности перегрузок реакторов типа AGR на ходу, и на них было наложен запрет. Для выяснения причин и обстоятельств случившегося была начата программа исследовательских работ.

Когда топливо опускается в реактор, то оно испытывает существенный удар со стороны очень сильного потока газа, проходящего через пустой канал. Как полагают, в ряде графитовых втулок топливных сборок могли быть небольшие трещины и при перегрузке на ходу из-за перепада давления произошло дальнейшее растрескивание втулок 4-й сборки. Для обнаружения трещин во втулках были разработаны соответствующие методы, которые наряду с другими усовершенствованиями были внедрены на реакторы. Перегрузки на ходу возобновились, но на пониженной мощности.

Авария на АЭС Three Mile Island (TMI-2). 1979 год. Из всех инцидентов на ядерных объектах, наибольшее внимание общественности привлекла авария, произошедшая в 1979 г. на реакторе второго энергоблока АЭС Three Mile Island, расположенной вблизи города Гаррисбурга, штат Пенсильвания. Эта атомная электростанция состоит из двух энергоблоков с реакторами, охлаждаемыми водой под давлением, производства фирмы Babcock and Wilcox, каждый электрической мощностью 961 МВт [13] (рис.3.1).

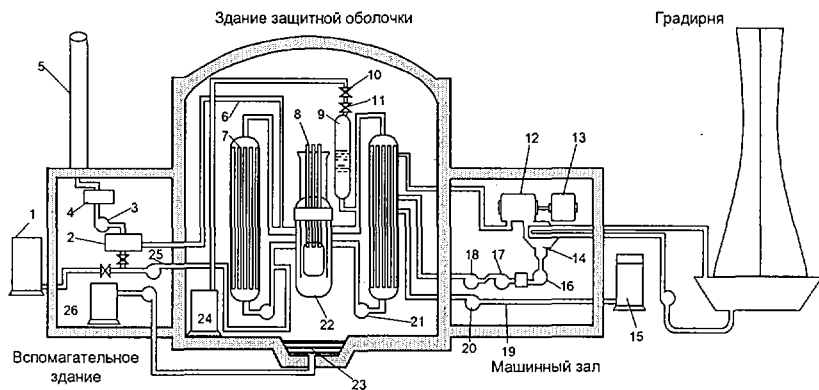


Рис. 3.1. Схема АЭС ТМА.

1 - бак хранения борированной воды, 2 - бак с водой для подпитки; 3 - вентиляционный отсек, 4 - бак выдержки радиоактивных газов, 5 - вытяжная труба; 6 - линия выпуска, 7 - парогенератор, 8 - стержни регулирования, 9 - компенсатор объема, 10 - разгрузочный клапан, 11 - запорный клапан; 12 - турбина; 13 - генератор, 14 - конденсатор; 15 - бак хранения конденсата; 16 - насос конденсатора; 17 - вспомогательный насос; 18 - главный насос питательной воды; 19 - аварийная линия питательной воды; 20 - запорный клапан; 21 - циркуляционный насос первого контура; 22 - реактор; 23 - водоотстойник; 24 - дренажный бак; 25 - линия системы впрыска высокого давления; 26 - бак хранения радиоактивных сбросов.

28 марта 1979 г. примерно в 4 ч произошла остановка конденсатного насоса, подающего воду из конденсаторов в турбинный зал. Это привело к остановке главных питательных насосов парогенератора, которые в противном случае были бы обезвожены, за чем, в свою очередь, последовала оста-

новка турбины. Эта ситуация является обычным нарушением нормального рабочего режима, для ликвидации которого необходимо выполнить соответствующие процедуры, предусмотренные инструкцией по эксплуатации.

Фаза 1. Согласно инструкции были открыты клапаны для сброса пара в конденсатор и включены вспомогательные питательные насосы. Нарушение режима подачи питательной воды в парогенераторы привело к уменьшению тепла, отводимого от первого контура. Как и следовало ожидать, реакция системы охлаждения на остановку турбины была вполне определенной. Главные циркуляционные насосы продолжали работать и поддерживать поток теплоносителя через активную зону. Давление теплоносителя в первом контуре реактора начало расти, поскольку тепло, выделяемое в активной зоне (цепная реакция в которой все еще продолжалась) уже не могло полностью отводиться через парогенераторы. Это привело к открытию предохранительного клапана с механическим приводом, так называемого разгрузочного клапана, установленного в верхней части компенсатора давления. Однако этого оказалось недостаточно, чтобы сразу понизить давление, и оно продолжало расти.

Срабатывание клапана произошло между 3-й и 6-й секундами после остановки турбины, а повышение давления продолжалось до 8-й секунды после начала аварии, когда его значение в первом контуре достигло $1,62 \cdot 10^3$ Па. В этот момент по сигналу системы защиты реактора, зафиксировавшей избыточное давление, произошло автоматическое введение стержней регулирования в активную зону, в результате чего цепная реакция немедленно прекратилась. На этом раннем этапе аварии все действия автоматической системы защиты реактора соответствовали инструкции и реактор был остановлен. Однако, за счет распада накопившихся продуктов деления и после остановки реактора продолжает выделяться значительное количество тепла. В нормальных условиях оно легко было бы отведено различными системами охлаждения.

На 13-й секунде давление, теперь уже понижающееся, уменьшалось до величины, при которой должно происходить автоматическое закрытие разгрузочного клапана. Однако клапан не закрылся, и это было первое отклонение от ожидавшегося хода событий, переведшее инцидент из разряда нарушений нормального рабочего режима в категорию аварийных ситуаций. Развитие событий с этого момента очень напоминало аварию при малом разрыве трубопровода. Через оставшийся открытым разгрузочный клапан начала происходить потеря теплоносителя первого контура. Все три вспомогательных насоса второго контура продолжали работать, но несмотря на это, уровень воды в парогенераторах падал и они начали осушаться. Это объяснялось тем, что в действительности вода не поступала в парогенераторы, поскольку вентили на трубопроводах, соединяющих парогенераторы с вспомогательными насосами, были перекрыты. Они были закрыты за некоторое время до начала аварии (вероятно, по крайней мере, за 42 ч.) для плановых испытаний и, по видимому, неумышленно оставлены в этом положении. Контрольные лампочки на пульте управления, сигнализирующие о закрытии клапанов, были завешены табличками.

Таким образом, на этом первом, очень важном этапе аварии первый контур реактора лишился эффективных средств охлаждения и энергия могла отводиться только за счет выброса воды и пара через незакрытый клапан. Этот

способ отвода тепла нельзя считать удовлетворительным. Через, минуто после начала аварии разница температур теплоносителя в горячем и холодном трубопроводах продолжала быстро уменьшаться, свидетельствуя об осушении парогенераторов. Давление в контуре реактора также продолжало падать.

Примерно в это же время уровень воды в компенсаторе давления начал быстро расти. Через 2 мин 4 с давление в первом контуре реактора упало до $1,10 \cdot 10^3$ Па и произошло автоматическое включение системы аварийного охлаждения активной зоны, начавшей подавать в первый контур холодную борированную воду. Тем временем уровень воды в компенсаторе давления продолжал расти. В связи с этим было выражено беспокойство, что в результате продолжающегося увеличения воды в первом контуре за счет подачи ее системой аварийного охлаждения над уровнем воды в компенсаторе давления может не остаться пара и будет потеряно эффективное средство регулирования давления в системе. Фактически, в таком случае первый контур должен был бы полностью заполниться водой.

Последующий анализ показал, что повышение уровня воды в компенсаторе давления было вызвано двумя причинами – сначала из-за расширения воды при ее разогреве, а затем вследствие кипения в некоторых частях контура. Однако во время аварии операторы, обеспокоенные повышением уровня воды в компенсаторе давления и уверенные, что происходит его заполнение системой аварийного охлаждения, через 4 мин 38 с отключили один из насосов системы аварийного охлаждения; другие же насосы продолжали работать с неполной производительностью.

Фаза 2. На 6-й мин компенсатор давления полностью заполнился водой. Давление в дренажном резервуаре реактора начало быстро расти, и через 7 мин 43 с насос дренажной системы реакторного здания был переключен на перекачку воды из дренажной системы в различные резервуары для жидких отходов, расположенные во вспомогательных зданиях. Таким образом, вода с незначительным уровнем радиоактивности была перекачена из-под защитной оболочки во вспомогательные здания.

В разработанной фирмой Babcock and Wilcox конструкции реакторов АЭС Three Mile Island автоматическое перекрытие клапанов на трубопроводах, соединяющих защитную оболочку с вспомогательными зданиями, происходит после того, как давление в реакторном здании превысит $2,7 \cdot 10^4$ Па. В реакторах, поставляемых другими фирмами, все эти трубопроводы перекрываются автоматически системами управления, когда происходит включение системы аварийного охлаждения активной зоны.

На 8-й мин операторы обнаружили, что парогенераторы осушены. Проверка показала, что хотя вспомогательные питательные насосы работают, однако вентили на соответствующих трубопроводах перекрыты. Операторы открыли вентили, и питательная вода начала поступать в парогенераторы, в результате чего температура воды в первом контуре реактора начала падать. Доносящиеся из парогенераторов удары и потрескивание подтверждали, что вспомогательные насосы действительно подают в них воду. Непосредственно после аварии факт перекрытия вентилей во вспомогательном контуре подачи питательной воды привлек очень большое внимание. Теперь же представляется, что, по всей видимости, отсутствие подачи питательной воды вспомога-

тельными насосами первые 8 мин аварии не оказало, фактически, существенного влияния на дальнейшее развитие событий, которое в основном определялось заеданием разгрузочного клапана.

На 10-й мин 24-й сек. был вновь включен остановленный ранее второй насос системы аварийного охлаждения, однако затем опять остановлен и, в конечном итоге, снова запущен на 11-й мин 24-й сек., но не на полную мощность. Количество воды, подаваемое в реактор системой аварийного охлаждения, не компенсировало утечку через разгрузочный клапан, так что общее количество воды в первом контуре продолжало уменьшаться. Примерно на 11-й мин показатель уровня воды в компенсаторе давления опять вернулся на шкалу и начал показывать уменьшение уровня. На 15-й мин вылетел предохранительный диск дренажного резервуара реактора и горячая вода хлынула в оболочку реактора, что привело к повышению давления в ней. Теперь теплоноситель вытекал из первого контура под оболочку, поступал в дренажную систему оболочки и перекачивался продолжающими работать насосами дренажной системы во вспомогательное здание.

На 18-й мин датчики вентиляционной системы зафиксировали резкое увеличение радиоактивности. Это увеличение активности произошло в результате выброса слаборадиоактивного теплоносителя первого контура, а не из-за повреждения топлива. В этот момент давление в реакторе составляло только $8,3 \cdot 10^4$ Па и продолжало падать.

До этого момента события на втором блоке АЭС Three Mile Island очень напоминали инцидент с прекращением подачи питательной воды, произошедший в сентябре 1977 г. на АЭС Davis-Besse и Ок-Харборе, штат Огайо. В Ок-Харборе, однако, на 21-й мин операторы поняли, что в результате заедания разгрузочный клапан остался открытым, и вручную закрыли расположенный последовательно с ним запорный вентиль, перекрыв этот трубопровод и положив, таким образом, конец инциденту.

Фаза 3. Между 20 мин и 1 ч с начала аварии параметры системы стабилизировались в состоянии насыщения – давление и температура составляли около $7 \cdot 10^4$ Па и 290°C , соответственно. На 38-й мин были остановлены насосы дренажной системы реакторного здания, перекачавшие к этому моменту во вспомогательное здание примерно 30 м^3 воды. Перенос радиоактивных веществ в связи с этим был, однако, относительно мал, поскольку откачку прекратили до того, как произошло серьезное повреждение топлива.

На 1 ч 14 мин из-за сильной вибрации, низкого давления в системе и малого расхода теплоносителя были остановлены главные циркуляционные насосы петли В, одной из двух петель реактора, каждая петля имеет два циркуляционных насоса.

Было естественно предположить, что оператор сделает это, чтобы предотвратить серьезное повреждение насосов и связанных с ними трубопроводов. Однако отключение насосов петли В создало благоприятные условия для разделения жидкой и паровой фаз, что в дальнейшем существенно затруднило циркуляцию теплоносителя в этой петле. В 1 ч 40 мин по тем же причинам были остановлены главные циркуляционные насосы петли А.

Одним из поводов для беспокойства была возможность повреждения петлевых затворов насосов. Операторы ожидали, что установится естествен-

ная циркуляция теплоносителя, однако из-за наличия в обеих петлях полостей этого не произошло. Последующий анализ показал, что к этому моменту было потеряно около двух третей запаса воды в первом контуре, и когда были остановлены главные циркуляционные насосы, то уровень воды в корпусе реактора находился примерно в 30 см над верхней частью активной зоны. В результате остаточного тепловыделения в активной зоне вода быстро испарялась и началось обнажение и разогрев активной зоны, что создало условия для ее повреждения.

Фаза 4. Через 2 ч 18 мин после начала аварии операторы закрыли запорный вентиль, расположенный последовательно с разгрузочным клапаном, положение которого было для операторов неясным. Хотя сигнальная лампочка на пульте управления показывала на срабатывание соленоида, который должен был бы закрыть клапан, однако непосредственных указаний на то, что он находится в закрытом состоянии, не было. Можно сказать, что характерной особенностью данной аварии была неспособность персонала выяснить, что в результате оставшегося в открытом состоянии разгрузочного клапана происходит большая утечка теплоносителя из реактора. Однако даже в этот момент, используя систему подачи высокого давления для повышения давления в реакторе, вероятно, можно было бы положить конец аварийному развитию событий.

Вслед за закрытием запорного вентиля, давление в первом контуре реактора начало расти. На 2 ч 55 мин, после обнаружения в трубопроводе, соединяющем контур реактора с системой очистки, высокой радиоактивности, на АЭС было объявлено аварийное положение. К этому времени значительная часть активной зоны обнажилась и находилась при высокой температуре. Это привело к повреждению топлива, выходу летучих продуктов деления и образованию водорода в результате протекающего при высоких температурах взаимодействия циркалоевых оболочек топливных элементов и пара.

Примерно в это же время были предприняты попытки запустить главные циркуляционные насосы. Один из насосов петли В проработал 19 мин, однако был снова выключен вследствие кавитации и вибрации. Максимальная температура топлива (превышающая 2000 °С) была достигнута вскоре по прошествии 3 ч с начала аварии. На 3 ч 20 мин повторное включение системы подачи высокого давления позволило быстро прекратить разогрев активной зоны, и началось ее одновременное затопление и охлаждение.

Примерно через 3 ч 30 мин после начала аварии было объявлено общее аварийное положение, поскольку в реакторном здании, вспомогательном здании и здании перегрузки топлива быстро повышался уровень радиоактивности. Датчики внутри защитной оболочки показывали очень высокий уровень радиации.

В период продолжения аварии с 4 ч 30 мин до 7 ч были предприняты попытки ликвидировать паровые полости в обеих петлях путем повышения давления и поддержания системы подачи воды высокого давления в рабочем состоянии. Однако эти попытки восстановить отвод тепла через парогенераторы оказались безуспешными и, кроме того, требовали активного использования запорного вентиля, отсекающего разгрузочный клапан. В итоге от этих попыток пришлось отказаться.

Фаза 5. В течение последующих 4 ч операторы понижали давление в контуре реактора, пытаясь ввести в действие гидроаккумуляторы и систему подачи воды низкого давления. Эта процедура была начата в 7 ч 38 мин с открытия запорного вентиля разгрузочного клапана. В 8 ч 41 мин давление в контуре снизилось до $41 \cdot 10^4$ Па и произошло включение гидроаккумуляторов. Однако в корпус реактора было инжектировано лишь очень малое количество воды.

Во время снижения давления из контура реактора в реакторный зал было выпущено значительное количество водорода. В 9 ч 50 мин в реакторном здании был зафиксирован всплеск давления, и в ответ на это в течение 6 с включились насосы, разбрызгивающие воду под защитную оболочку, и через 6 мин они были выключены. Всплеск давления явился результатом воспламенения водородно-воздушной смеси в одной из частей здания.

Давление удалось снизить только до $3 \cdot 10^4$ Па, и все дальнейшие попытки оказались безуспешными - оно упорно держалось выше максимального значения, при котором могло произойти включение системы подачи воды низкого давления ($2,8 \cdot 10^4$ Па).

Поскольку операторы оказались не в состоянии еще более снизить давление в первом контуре реактора, то в 11 ч 8 мин запорный вентиль разгрузочного клапана был перекрыт. В продолжение последующих 2 ч реактор оставался лишенным какого-либо достаточно эффективного механизма расхолаживания. Все это время запорный вентиль находился в закрытом состоянии, за исключением двух коротких промежутков времени. Подача воды высокого давления происходила с малым расходом и почти полностью компенсировалась оттоком через трубопровод к системе очистки воды; оба парогенератора были полностью изолированы.

Фаза 6. Через 13 ч 30 мин после начала аварии запорный вентиль разгрузочного клапана был повторно перекрыт и началась постоянная подача воды из системы подачи высокого давления для повторного подъема давления в контуре, что позволило бы вновь запустить главные циркуляционные насосы. В 15 ч 51 мин был введен в действие ГЦН петли А, и поток через парогенераторы восстановился, и, таким образом, установился стабильный режим охлаждения.

Фаза 7. В результате реакции циркония с паром образовалась почти 1000 кг водорода, и большое его количество скопилось в верхней области реактора, над активной зоной. Для удаления этого «водородного пузыря» использовались два метода.

В первом методе была задействована обычная система очистки теплоносителя первого контура. Процедура выполнялась следующим образом. Газ из пузыря абсорбировался водой первого контура, находящейся при давлении около $7 \cdot 10^4$ Па. Часть воды отводилась в «сливной» резервуар, находящийся фактически при атмосферном давлении, где поглощенный водород высвобождался таким же образом, как при откупоривании бутылки с шампанским. Далее газ поступал в систему очистки, где находился в течение 30 дней, а затем пропусклся через фильтры и выпускался через вытяжную трубу в атмосферу.

Во втором методе с помощью нагревателей компенсатора давления ускорялся переход водорода, растворенного в находящемся в нижней части компенсатора давления теплоносителя, в его верхнюю часть, заполненную газом. Затем открывался запорный клапан в верхней части компенсатора давления и газ выпускался. С помощью этих методов газовый пузырь был удален, и 28 апреля, месяц спустя после начала аварии, установился режим естественной циркуляции теплоносителя и главные циркуляционные насосы реактора были остановлены. Эта остановка была весьма своевременна, поскольку на данном этапе трение нагрев воды в насосах превышал остаточное тепловыделение в активной зоне реактора.

На различных этапах аварии происходило частичное или полное обнажение активной зоны. Было оценено, что максимальная температура топлива достигала примерно 2000°C. Сначала, вероятно, произошла перфорация топливной оболочки, а затем, при дальнейшем повышении температуры, реакция циркалой – пар привела к образованию водорода. В конечном итоге, весь циркалой в поврежденной части активной зоны прореагировал, и таблетки топлива остались без оболочек, т. е. лишились своей опоры. В результате этого они осыпались и образовали беспорядочную кучу. Из-за осыпания материала возросло сопротивление потоку теплоносителя через активную зону, и, как было оценено, коэффициент сопротивления потоку для поврежденной зоны в 200 – 400 раз превышал свое нормальное значение.

Очень высокий уровень радиации в реакторном здании после аварии в основном являлся результатом присутствия радиоактивных криптона и ксенона, все радиоактивные изотопы которых, кроме криптона-85 (с периодом полураспада 10 лет), короткоживущие. За исключением криптона-85 с радиоактивностью 10000 Ки, который выпускался из-под защитной оболочки в течение года после аварии, все радиоактивные газы высвободились в первые несколько дней аварии, что привело к заметному по сравнению с природным фоном увеличению уровня радиоактивности в области вокруг АЭС. Однако лишь очень небольшое количество йода, высвободившегося из топлива, проникло за пределы оболочки реактора (только 16 Ки радиоактивности). Во время аварии рассматривалась возможность эвакуации населения из областей, непосредственно прилегающих к АЭС, а беременным женщинам и детям было рекомендовано покинуть эти зоны. Однако в действительности радиоактивное облучение населения оказалось очень малым и, как было рассчитано, его последствия в будущем, выражающиеся в виде возрастания летальных исходов от раковых заболеваний среди местного населения, не могут быть идентифицированы. Согласно этим оценкам, результатом аварии в последующие 30 лет будет один дополнительный летальный исход от раковых заболеваний на фоне обычно ожидаемых 200000 таких случаев, которые произойдут в течение тех же последующих 30 лет.

Назначенная президентом комиссия, расследовавшая причины аварии, пришла к выводу, что непосредственной причиной была ошибка оператора. Среди сопутствующих причин были названы просчеты в подготовке операторов АЭС, недостатки в оборудовании комнаты управления, а также отношение ядерной промышленности США к обеспечению безопасности. Была также подвергнута резкой критике Комиссия по ядерному регулированию США.

В результате аварии АЭС получила серьезные повреждения, и для ее возвращения в строй потребуется, вероятно, несколько лет, а общая стоимость ремонта превысит 1000 млн. долл. Пока еще не ясно, можно ли восстановить поврежденный реактор и снова вернуть его в эксплуатацию или же он будет демонтирован и захоронен.

С точки зрения классификации рабочих режимов, авария началась как классическое нарушение нормального рабочего режима, которое затем развилось (вследствие заедания разгрузочного клапана) в классическую аварийную ситуацию с малым разрывом в контуре. Для предотвращения развития аварии следовало ввести в действие системы обеспечения безопасности, однако действия оператора непосредственным образом воспрепятствовали этому. В результате ситуация переросла в аварию более крупную, чем предельный аварийный режим, т. е. вышла за рамки максимальной проектной аварии. Тем не менее, реализованный в конструкции АЭС принцип защиты «в глубину» (т. е. концепция множественных барьеров) предотвратил причинение сколь угодно серьезного ущерба операторам или населению. Многочисленные уроки, извлеченные из аварии на ТМ1-2, привели к внедрению на ядерных энергетических установках дополнительных мер обеспечения безопасности, хотя это и связано с некоторым возрастанием затрат.

Авария на АЭС Ginna. 1982 год. Одной из основных проектных аварийных ситуаций для PWR, является разрушение трубки парогенератора. Такой случай произошел 25 января 1982 г. на расположенной в штате Нью-Йорк АЭС Ginna с двухпетлевым реактором PWR производства фирмы Westinghouse. В 9 ч 28 мин станция работала на полной электрической мощности (490 МВт). Вскоре после этого значительно упало давление в первом контуре реактора, затем почти сразу же последовали включение системы подачи воды высоко давления, остановка реактора и турбины и изоляция защитной оболочки. Компенсатор давления был опустошен почти полностью. Такое развитие событий характерно для разрушения трубки парогенератора, в результате чего вода первого контура протекает во второй контур, находящийся при более низком давлении. Следуя обычной процедуре, предусмотренной для случая разрушения трубки парогенератора, операторы остановили главные циркуляционные насосы и перекрыли главные запорные вентили на паропроводе, ведущем к находящемуся под подозрением парогенератору.

Чтобы быстрее выровнять давление в первом и втором контурах и ликвидировать течь, операторы открыли разгрузочный клапан с механическим приводом, соединенный с компенсатором давления. Это позволило теплоносителю сливаться в дренажный резервуар компенсатора давления. Однако когда эта операция была завершена и оператор постарался закрыть разгрузочный клапан, то он не сработал (как на ТМ1-2), что вынудило оператора перекрыть запорный вентиль и, таким образом, остановить поток. Падение давления в результате открытия разгрузочного клапана вызвало мгновенное вскипание теплоносителя первого контура, в результате чего вода была выброшена в компенсатор давления и в верхней части реактора образовалась паровая полость. Эта ситуация была правильно понята и, чтобы не допустить дальнейшего развития аварии, через 2 ч после ее начала был запущен главный

циркуляционный насос. Температура топлива не превысила допустимого значения.

В результате открытия разгрузочного клапана вылетел предохранительный диск компенсатора давления, и примерно 16 - 38 м³ воды вылилось в дренажную систему здания, которая к этому моменту была изолирована. В этот период секции второго контура поврежденного парогенератора находились в изолированном состоянии, и в итоге давление в парогенераторе поднялось до точки срабатывания вспомогательного предохранительного клапана, в результате чего незначительное количество радиоактивных веществ, в основном криптон и ксенон, было выброшено в атмосферу.

В дальнейший период времени проводилось расхолаживание реактора, сначала путем отвода остаточного тепловыделения через неповрежденный парогенератор, а затем, примерно через 24 ч, системой отвода остаточного тепловыделения низкого давления.

Последующее обследование парогенератора показало, что в нем находился незакрепленный дискообразный предмет массой около 1 кг. Из-за его вибрации ряд трубок парогенератора получили серьезные повреждения, в результате чего, одна из них была разрушена, что и привело к возникновению описанной выше ситуации. Этот предмет, по-видимому, находился в парогенераторе несколько лет, после того как по небрежности был оставлен там во время проведения работ по техническому обслуживанию. В дальнейшем поврежденные трубки были заблокированы пробками и парогенератор возвращен в строй.

Операторы АЭС Ginna действовали с некоторым запаздыванием по сравнению с инструкцией для аварий этого типа. Необходимо отметить, что хотя авария на АЭС Ginna привлекла большое внимание общественности, повреждения трубок парогенераторов случались и раньше. Для примера можно назвать инцидент на реакторе PWR второго энергоблока АЭС Prairie Island, штат Орегон, произошедший 2 октября 1979 г.

Авария на АЭС Salem, 1983 год. Крайне серьезными по своим потенциальным, последствиям явились два инцидента, происшедшие в феврале 1983 г. на АЭС «Салем». Произошел отказ системы автоматической остановки реактора вследствие неправильного обслуживания оборудования. Эти инциденты не представили большой опасности, так как реактор работал на мощности 20% $P_{ном}$. Регулирование питательной воды осуществлялось автоматически. Оператор пытался переключить энергоснабжение с основного трансформатора на резервный. В результате неисправности в цепи резервного питания произошло обесточивание отдельного оборудования; снизился уровень воды в ПГ до аварийной уставки. Сработала электронная часть системы защиты, но из-за отказа реле-расцепителей регулирующие органы не освободились и не вошли в активную зону. Аварийная защита была осуществлена оператором вручную. Во втором случае при увеличении мощности с 10 до 14% $P_{ном}$ при ручном регулировании питательной воды оператор не справился с Поддержанием необходимого уровня воды в ПГ, сработала электронная часть системы защиты, но реле-расцепители, как и в первом случае, не сработали, аварийная защита была осуществлена оператором вручную. В обоих случаях несрабатывание аварийной защиты произошло из-за отказа в механи-

ческой части реле-расцепителей.

Авария на АЭС Dawis-Bess. 1985 год. 9 июня 1985 г. на АЭС «Дейвис-Бесс» с PWR мощностью 906 МВт (эл.) создалась аварийная ситуация, характеризующаяся полным прекращением подачи питательной воды в ПГ в течение 15 мин.

Исходное событие – отключился основной питательный насос. Оператор открыл впрыск воды в компенсатор объема, стремясь воспрепятствовать росту давления в первом контуре вследствие разогрева теплоносителя из-за снижения расхода питательной воды. Так как была достигнута аварийная уставка по давлению в первом контуре, аварийная защита отключила реактор. Закрылись стопорные клапаны турбины, сработали главные предохранительные клапаны. Все процессы развивались, как это и ожидалось. Однако было обнаружено, что обе главные паровые задвижки закрыты. Это были первый и второй отказы среди многочисленных нарушений в работе оборудования, имевших место в ходе развития данной аварии. Второй питательный турбонасос начал останавливаться, так как его турбина осталась без пара. Оператор, наблюдая снижение уровня в ПГ и не ожидая автоматического включения аварийных питательных насосов по низкому уровню воды в ПГ, решил инициировать их включение для того, чтобы уменьшить потерю воды из ПГ. Однако он ошибочно нажал не на те кнопки и изолировал ПГ от системы аварийной подпитки. В результате этого система аварийной подпитки не смогла выполнить возложенные на нее функции из-за отказа по общей причине. Это был третий отказ в цепи событий рассматриваемой аварии. Четвертым и пятым нарушением нормальной работы оборудования и вторым отказом по общей причине явилось последовательное отключение первого и второго аварийных питательных турбонасосов из-за превышения их оборотов. Следующими (шестым и седьмым), отказами в работе оборудования и третьим отказом по общей причине в системе аварийной подпитки явился отказ изолирующих эту систему клапанов на открытие по командам от системы автоматического управления и от кнопок дистанционного управления. К этому времени уровень воды в ПГ существенно снизился, а температура и давление первого контура начали быстро расти. Оператор полностью открыл впрыск в компенсатор объема для того, чтобы сдержать рост давления. Было принято решение включить пусковой питательный электронасос и с его помощью подать воду в ПГ.

Таким образом, дальнейшее развитие аварии было прекращено. В ходе этих операций в различных системах проявились еще пять отказов, в том числе отказ на закрытие разгрузочного клапана на компенсаторе объема так же, как это имело место во время известной аварии на АЭС ТМА. Однако на АЭС «Дейвис-Бесс» операторы заметили неполадку клапана и закрыли расположенный ниже по потоку блокировочный клапан для предотвращения дальнейшего падения давления; разгрузочный клапан оставался открытым всего 1 мин, в то время как на АЭС «Три-Майл-Айленд» – около 2,5 ч.

Авария на блоке. АЭС «Дейвис-Бесс» продолжалась до стабилизации состояния 30 мин, и за это время имело место 12 нарушений в работе различного оборудования.

Авария на Чернобыльской АЭС. 1986 год. 26 апреля 1986 года на Чернобыльской АЭС произошла очень серьезная ядерная авария. Первые указания на то, что где-то в Советском Союзе произошел большой выброс радиоактивности, были получены в понедельник 28 апреля 1986 г., когда в различных районах Швеции в атмосфере были обнаружены продукты деления [14]. Позднее, в тот же день Советский Союз объявил, что в 1 ч. 23 мин. в субботу 26 апреля на Чернобыльской АЭС произошла авария. В последующую неделю повышение уровня радиоактивности было зафиксировано во многих европейских странах, особенно заметно оно было в Польше. Инцидент начал привлекать внимание общественности. Из Советского Союза поступали только краткие сообщения: во время аварии погибли 2 человека, 197 человек госпитализировано, 49 из них после обследования выпущены из госпиталя и 40 человек получили большие дозы облучения, из них 20 – 25 находятся в тяжелом состоянии, и некоторые впоследствии погибли. Еще 200 человек получили меньшие дозы радиоактивного облучения. Люди были эвакуированы из прилегающих областей, и они в ближайшем будущем не смогут вернуться в свои дома.

На Чернобыльской АЭС установлены 4 реактора мощностью 1000 МВт каждый. Этот тип реактора разработан и используется только в бывшем СССР. Авария произошла на 4-ом энергоблоке, сооружение которого было закончено в 1984 г.; блоки № 5 и № 6 в это время находились в стадии строительства. Реакторы на ЧАЭС расположены парами, причем блоки № 3 и № 4 находятся в одном и том реакторном здании. Тип реактора, потерпевшего аварию, явился развитием ранних конструкций, реакторов с графитовым замедлителем, в которых использовалось водяное охлаждение (в отличие от охлаждаемых воздухом реакторов-наработчиков в Уиндскейле. Такая конструкция имеет несколько нежелательных особенностей, к числу которых относятся: очень высокая температура (около 700°C) графита в активной зоне, окисление которого предотвращается только инертной атмосферой смеси гелия с азотом; удовлетворительный режим охлаждения циркуляционных, трубок высокого давления, прилегающих к горячему графиту, осуществляется только при высоком давлении находящегося в них теплоносителя (воды); отсутствие защитной оболочки для всего водоохлаждаемого реактора высокой энергонапряженности; положительный пустотный коэффициент реактивности, т. е. при потере воды в топливном канале плотность нейтронов возрастает. Эти характеристики необходимо сопоставить с другими конструкциями реакторов, как водо-, так и газоохлаждаемых.

На фотографиях, распространенных советскими представителями через несколько дней после аварии, заметны, значительные повреждения половины реакторного здания, перегрузочный зал которого почти полностью разрушен. В сообщениях говорилось об очень сильном взрыве химической природы, за которым последовал пожар, охвативший активную зону реактора. Судя по первым сообщениям о повышении уровня радиоактивности за пределами Советского Союза, доля продуктов деления, выброшенных из активной зоны, превышала 1 % полной топливной загрузки. В ранних сообщениях не были указаны причины аварии.

Исходное событие. На четвертом блоке Чернобыльской АЭС с уран-графитовым реактором РБМК 26 апреля 1986 г. в 1 ч 23 мин произошла авария с разрушением активной зоны реакторной установки и части здания, в котором она располагалась.

Авария произошла перед остановкой блока на плановый ремонт при проведении испытаний режимов работы одного из турбогенераторов. Мощность реакторной установки внезапно резко возросла, что привело к ее разрушению и выбросу части накопившихся в активной зоне радиоактивных продуктов в атмосферу.

До Чернобыльской аварии произошло не менее трех аварий, связанных со скачком мощности реактора («реактивных» аварий).

Ядерный энергетический реактор РБМК-1000 является гетерогенным канальным реактором на тепловых нейтронах, в котором в качестве топлива используется слабообогатщенный по ^{235}U диоксид урана, в качестве замедлителя – графит и в качестве теплоносителя – кипящая вода.

Важной физической характеристикой с точки зрения управления и безопасности реактора является величина, называемая оперативным запасом реактивности, т. е. определенное число погруженных в активную зону стержней СУЗ, находящихся в области высокой дифференциальной эффективности. Она определяется пересчетом на полностью погруженные стержни СУЗ. Запас реактивности для РБМК-1000 принят равным 30 стержням ручных регуляторов (РР). При этом скорость ввода отрицательной реактивности при срабатывании АЗ составляет $\beta_{эф}/с$, что достаточно для компенсации положительных эффектов реактивности. Опыт работы реакторов этого типа составляет более 100 реакторолет.

Реактор РБМК-1000 тепловой мощностью 3200 МВт оснащен двумя одинаковыми петлями охлаждения; к каждой петле подключено по 840 параллельных вертикальных каналов с ТВС. Петля охлаждения имеет четыре параллельных ГЦН: три работающих, подающих по 7000 т/ч вода с напором 1,5 МПа, и один резервный.

Основными конструкционными особенностями реакторов РБМК являются:

- вертикальные каналы с топливом и теплоносителем, допускающие перегрузку топлива при работающем реакторе;

- топливо в виде пучков цилиндрических ТВЭЛов из диоксида урана в циркониевых трубах-оболочках;

- графитовый замедлитель между каналами;

- легководный кипящий теплоноситель в контуре многократной принудительной циркуляции (КМПЦ) с прямой подачей пара в турбину.

Система управления и защиты реактора основана на перемещении 211 стержней-поглотителей в специально выделенных каналах, охлаждаемых водой автономного контура. Система обеспечивает: автоматическое поддержание заданного уровня мощности; быстрое снижение мощности стержнями автоматических регуляторов (АР) и ручных регуляторов по сигналам отказа основного оборудования; аварийное прекращение цепной реакции стержнями аварийной защиты по импульсам опасных отклонений параметров блока или

отказов оборудования; компенсацию изменений реактивности при разогреве и выходе на мощность; регулирование энерговыделения по активной зоне.

Развитие аварии. Авария произошла перед остановкой блока на плановый ремонт. Перед остановкой были запланированы испытания турбогенератора (ТГ) в режиме выбега с нагрузкой собственных нужд. Цель этих испытаний – экспериментально проверить возможности использования механической энергии ротора отключенного по пару турбогенератора для поддержания производительности механизмов собственных нужд блока в условиях обесточивания.

Когда мощность составляла половину номинальной, в соответствии с программой испытаний, но в нарушение регламента была отключена система аварийного охлаждения реактора.

Программой было предусмотрено, что испытания будут проводиться на тепловой мощности 700-1000 МВт. Но операторам не удалось удержаться на этом уровне, и она упала до 30-40 МВт.

При работе на этом уровне мощности происходит отравление реактора ксеноном. В этой ситуации регламент требовал остановить реактор примерно на сутки и только потом продолжить эксперимент. Персонал АЭС, вместо того чтобы остановить реактор, решил вернуть его на уровень мощности, необходимый для проведения испытаний. Для этого операторы начали выводить стержни из активной зоны реактора. А так как он был отравлен, то персонал нарушил еще один запрет: реактор должен быть немедленно остановлен, если число эффективных стержней в его активной зоне меньше пятнадцати. Их оставалось существенно меньше, а уровень мощности реактора при этом не поднялся выше 200 МВт.

Дополнительно к шести ГЦН в соответствии с программой испытаний было подключено еще два. А так как мощность реактора в это время была существенно ниже запланированной (200 вместо 700 – 1000 МВт), то суммарный расход воды через реактор значительно превысил допустимый предел, при котором обеспечивается нормальная эксплуатация. Эта ошибка персонала привела к уменьшению парообразования, падению давления пара в барабанах-сепараторах, изменению других параметров реактора. Чтобы исправить ее, операторы пытались поддерживать основные параметры реактора вручную. Но в полной мере этого сделать не удалось. Вновь стали резко меняться параметры соотношения пар – вода, а приборы зафиксировали падение давления пара и уровня воды ниже аварийных пределов. Чтобы не останавливать реактор и в этих условиях, персонал заблокировал сигналы АЗ по этим параметрам, т. е. снял еще одну систему обеспечения безопасности.

В 1 ч 22 мин 30 с запас реактивности составлял всего 6 – 8 стержней. Это по крайней мере вдвое меньше предельно допустимого запаса, установленного технологическим регламентом эксплуатации. Реактор находился в необычном, нерегламентном состоянии.

В создавшихся условиях допущенные персоналом нарушения привели к существенному снижению эффективности АЗ. Суммарная положительная реактивность, появившаяся в активной зоне, начала расти. Через 3 с мощность превысила 530 МВт, а период разгона стал намного меньше 20 с. Положительный паровой эффект реактивности способствовал ухудшению ситуации.

Частично компенсировал вводимую в это время реактивность только эффект Доплера.

И только тут персонал блока забил тревогу. В 1 ч 23 мин 40 с начальник смены дал команду ввести в активную зону все регулирующие стержни и стержни аварийной защиты. Но было уже поздно. Мощность реактора за 1 с возросла в 13 раз. Произошло разуплотнение первого контура.

Снижение расхода воды в условиях роста мощности привело к интенсивному парообразованию, а затем к кризису теплоотдачи, разогреву топлива, его разрушению, бурному вскипанию теплоносителя, в который попали частицы разрушенного топлива, резкому повышению давления в ТК, их разрушению и тепловому взрыву. Взрыв разрушил реактор и часть конструкций здания и привел к выбросу активных продуктов деления во внешнюю среду (рис. 3.2).

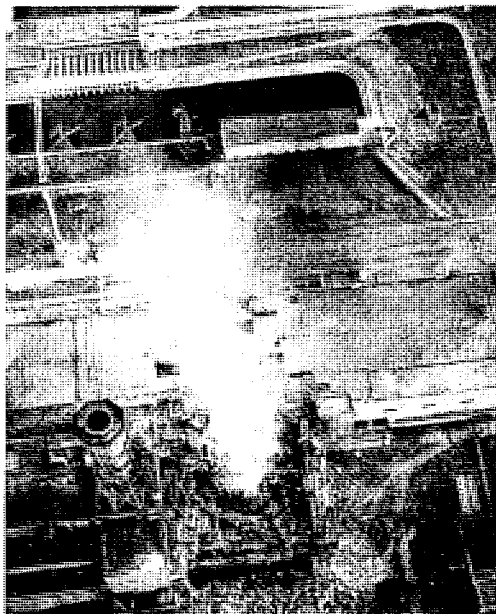


Рис. 3.2. Развал 4-го блока Чернобыльской АЭС после аварии 26 апреля 1986 г.
(снимок 3.05.1986 г.)

Парообразование и резкое повышение температуры в активной зоне создали условия для возникновения паро-циркониевой и других химических экзотермических реакций. Их проявление в виде фейерверка вылетающих раскаленных и горячих фрагментов наблюдали очевидцы. В результате этих реакций образовалась содержащая водород и оксид углерода смесь газов, способная к взрыву при смешении с кислородом воздуха.

В аварии на ЧАЭС можно выделить две фазы: мгновенную (взрывную) и продолжительную, закончившуюся по уточненным данным 25 мая. При

взрыве мелкодисперсная фракция достигла тропосферы и была зарегистрирована почти во всех странах северного полушария. Грубодисперсная фракция топливных частиц выпала в основном в ближайшей зоне АЭС, и в том числе в пределах промплощадки, включая кровли зданий ЧАЭС, где к топливным частицам добавились фрагменты разрушенной активной зоны. За 26 апреля суточный выброс составил около 20 – 25% от всей активности, выброшенной в атмосферу, но именно продукты взрыва являются главным фактором поверхностного загрязнения на промплощадке и кровлях зданий.

Стадия 1. 26 апреля – было выброшено диспергированное топливо, в котором состав радионуклидов соответствовал таковому в облученном топливе, но был обогащен летучими изотопами йода, теллура, цезия и благородных газов. Они выделялись из перегретого до 1600 – 1800°K (1327 – 1527°С) топлива, оставшегося в зоне реактора.

Стадия 2. 26 апреля – 2 мая – благодаря предприняемым мерам по прекращению горения графита и фильтрации выброса, мощность выброса значительно уменьшилась. Потоками горячего воздуха из реактора выносились радиоактивное мелкодиспергированное топливо и продукты горения графита. Температура топлива в это время меньше 1600°K (1327°С) и состав выброса близок к выбросу на первой стадии при относительном уменьшении количества летучих составляющих.

Стадия 3. 2 – 5 мая – характерным было быстрое нарастание мощности выхода продуктов деления за пределы реакторного блока. За счет остаточного тепловыделения и разогрева топлива температура топлива в активной зоне достигала (2500 – 2800 °K (2227 – 2527 °С)), что в свою очередь обуславливало температурно-зависимую миграцию продуктов деления и химические превращения оксида урана, которые из топливной матрицы выносились в аэрозольной форме на продуктах сгорания графита.

Стадия 4. После 5 мая утечка продуктов деления быстро начала уменьшаться, что возможно явилось следствием специальных мер, хотя до конца причина резкого спада до сих пор не ясна.

Таблица 3.1. Суточный выброс радиоактивных веществ в атмосферу из аварийного энергоблока (без инертных радиоактивных газов)

Дата	26.04	27.04	28.04	29.04	30.04	01.05	02.05	03.05	04.05	05.05	06.05	09.05
Время после аварии, сутки	0	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	14
Активность выброса, МКи	12,0	4,0	3,4	2,6	2,0	2,0	4,0	5,0	7,0	8,0	0,1	0,01

Однако в течение мая 1986 г. продолжали наблюдаться мощные залповые выбросы. К этому времени суммарный выброс продуктов деления (без радиоактивных благородных газов) составил около 1,9 ЭБк (50 МКи), что соответствовало примерно 3,5 % общего количества радионуклидов в реакторе к моменту аварии. Ежесуточный выброс радиоактивных веществ в атмосферу из аварийного энергоблока за этот период до десятого мая показан в таблице 3.1.

Первоначально общая оценка выброса проводилась по запасам легколетучих радионуклидов на загрязненных территориях, она привела к выводу о

том, что во внешнюю среду попало до 80 % осколочных элементов, наработанных реактором за время кампании. Оценка по выброшенному количеству тугоплавких радионуклидов, близкая к той, которая была передана Правительством бывшего СССР в МАГАТЭ, т.е. 3,5 %, если считать, что топливо, находящееся на промплощадке и в зоне отчуждения, не попало в окружающую среду.

О том, что из реактора было выброшено больше половины ядерного горючего говорит тот факт, что к настоящему времени в бывшем 4-ом энергоблоке найдено около 50 т урана, который заключен в застывшей лаве силикатного состава, проплавившей два железобетонных перекрытия. Авария на 4-ом блоке Чернобыльской АЭС, существенно повлияла на темпы развития атомной энергетики, как в Украине так и в странах бывшего СССР и мира, вызвала острые приступы радиофобии и атомной идеосинкразии практически во всех странах мира.

Причины аварии. Как показал анализ, авария на четвертом блоке ЧАЭС относится к классу аварий, связанных с вводом избыточной реактивности. Конструкция реакторной установки предусматривала защиту от подобного типа аварий с учетом физических особенностей реактора, включая положительный паровой коэффициент реактивности.

К числу технических средств защиты относятся СУЗ по превышению мощности и уменьшению периода разгона, блокировки и защиты по неисправностям при переключении оборудования и систем энергоблока, а также САОР.

Кроме технических средств защиты предусматривались также строгие правила и порядок ведения технологического процесса на АЭС, определяемые регламентом эксплуатации энергоблока. К числу наиболее важных правил относятся требования о недопустимости снижения оперативного запаса реактивности ниже 30 стержней.

В процессе подготовки к проведению испытаний и в процессе проведения испытаний с нагрузкой собственных нужд блока персонал отключил ряд технических средств защиты и нарушил важнейшие положения регламента эксплуатации в части безопасного ведения технического процесса. В результате этих нарушений реактор был приведен в такое неустойчивое состояние, в котором существенно усилилось влияние положительного коэффициента реактивности, что и явилось в конечном счете причиной неуправляемого роста мощности реактора.

Тщательное расследование причин аварии, произведенное специалистами, показало, что корни аварии лежат глубоко в сфере проблем взаимодействия человека и машины, что основным «движущим» фактором аварии были действия операторов, грубо нарушивших эксплуатационные инструкции и правила управления энергоблоком. Подобно другим «рукотворным» катастрофам, авария произошла из-за того, что оперативный персонал, желая выполнить план экспериментальных работ любой ценой, грубо нарушил регламент эксплуатации, инструкции и правила управления энергоблоком. Сказались, конечно, и некоторые особенности физики активной зоны, конструктивные недостатки системы управления и защиты реактора, которые привели

к тому, что защита реактора не смогла предотвратить разгон на мгновенных нейтронах.

В более подробных информациях о происшедшей аварии показано, что операторы произвели такие запрещенные действия, как блокирование некоторых сигналов аварийной защиты и отключение системы аварийного охлаждения активной зоны; работали при запасе реактивности на стержнях СУЗ ниже допустимого регламентом значения; ввели реактор в режим работы с расходами и температурой воды по каналам выше регламентных, при мощности реактора ниже предусмотренной программой.

Эти и другие ошибки операторов привели к такому состоянию реактора, что в условиях роста мощности защитные средства реактора оказались недостаточными, что и привело к значительной сверхкритичности реактора, взрыву и разрушению активной зоны.

Таким образом, первопричиной аварии на Чернобыльской АЭС было крайне маловероятное сочетание допущенных персоналом нарушений порядка и режима эксплуатации, которые разработчики реакторной установки считали невозможными и поэтому не предусмотрели создания соответствующей такой ситуации системы защиты.

В настоящее время проведен комплекс технических мероприятий на всех реакторах РБМК, позволивший перевести эти реакторы в режим работы, исключающий проявление положительного эффекта реактивности в условиях преднамеренных отключений технических средств защиты и нарушений регламента эксплуатации.

Авария на заводе по переработке ядерного топлива в Токаимуре. 1999 год. 30 сентября 1999 года произошла авария, связанная с достижением критичности на перерабатывающем опытном участке завода по переработке ядерного топлива J.C.O. Co. LTD в Токаимуре [15]. С 1976 года на этом заводе было обработано 170 т. гексагидрата уранилнитрата.

Производственный комплекс компании JCO в Токаимуре, на котором произошла данная авария с достижением критичности, предназначен для получения порошка оксида урана, используемого в производстве тепловыделяющих элементов ядерных реакторов. Для реакторов типовых атомных станций Японии используется, как и во всем мире для АЭС такого типа, уран с обогащением 4 – 6 % по ^{235}U .

Но в Японии имеется экспериментальный реактор-бридер на быстрых нейтронах. Он принадлежит корпорации Jojo и сокращенно называется реактором Jojo. Реакторы на быстрых нейтронах не могут работать на уране с 5% обогащением. Им нужен более высокообогащенный уран. В случае с реактором Jojo обогащение урана должно быть 18,8%.

Поскольку реактор Jojo является экспериментальным и, относительно, небольшим, его потребность в урановом топливе также, относительно, небольшая. Для того, чтобы обеспечить Jojo ядерным топливом заводу JCO в Токаимуре достаточно было работать на полную мощность с периодичностью два месяца каждые два года. Переработка урана с обогащением 18,8% на заводе JCO в Токаимуре производилась на отдельной установке (участке), которая территориально отделена от основного производства, перерабатывающего уран с обогащением около 5%, и находится в отдельном помещении.

Авария произошла в процессе производства топлива для экспериментального быстрого реактора Joyo, когда трое работников, в нарушение действующих правил, работая с раствором содержащим 16 кг урана (обогащением 18,8%), производили заливку этого раствора в осадительный бак вручную ведрами, с грубейшими нарушениями технологии процесса (рис. 3.3).

Бак имел охлаждающую рубашку, заполненную водой. Расчеты показали, что вода охлаждающей рубашки выполнила функцию нейтронного отражателя, вызывая продолжение возобновляющей критичности.

Чтобы взять ситуацию под контроль, вода из охлаждающей рубашки была выдавлена открытием задвижки на линии подачи воды в рубашку, разрушением трубопровода слива воды и газовым дутьем. И около 6.00 утра 1 октября критичность существенно снизилась. Более того, чтобы полностью устранить возможность повторного достижения критичности, раствор, содержащий бор, был залит в этот бак около 8.30 утра, что полностью устранило возможность критичности.

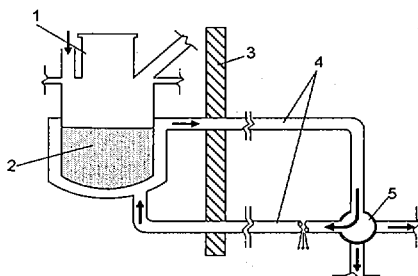


Рис. 3.3. Осадительный бак для обогащенного урана на заводе JCO в Токаймура.

1 – осадительная емкость с водяной рубашкой, 2 – обогащенный раствор урана, 3 – стена, 4 – трубопроводы воды, 5 – насос.

Трое работников получили значительную дозу нейтронного облучения и были доставлены, первоначально в Национальный госпиталь в Мито, а затем переведены в Национальный институт радиологии, где они прошли тщательное медицинское обследование. Позднее, двое из них, которые наиболее тяжело пострадали, были переведены в госпиталь токийского университета. Кроме указанных трех работников, еще 46 человек (36 из персонала JCO. и других компаний, 7 местных жителей и 3 пожарных) подверглись облучению, но в дозах не вызывающих опасения.

Поскольку к утру 1 октября уровни радиации на окружающей территории возвратились к нормальному значению, то комиссия по ядерной безопасности, основываясь на анализе данных по радиационной обстановке и их трендов, подтвердила достижение безопасного состояния. В 8.30 утра 1 октября Правительство объявило, что оно подтверждает ликвидацию критического инцидента. Соответственно, послеаварийное решение об укрытии населения на территории радиусом 10 км было снято. Однако, отмена эвакуации проживающих внутри 350 м зоны могла быть сделана только после тщательной проверки данных по мощности доз излучения и трендов по данным ра-

диоактивного загрязнения почвы и воды из колодцев вокруг промышленных сооружений. В 6.30 утра 2 октября эвакуация была отменена, так как после монтажа биозащиты от излучения в местах сооружения, на которых уровни радиации были все еще высоки, это решение было с необходимостью обосновано.

Общие выводы. Исследование причин возникновения различных аварий на ЯУ, последовательности событий от исходного до конечного состояния дает возможность выработки мероприятий, направленных на предотвращение и не повторение широкого класса аналогичных аварийных ситуаций за счет своевременно принятых технических и организационных мер. Задействовать все обратные связи анализа опыта эксплуатации таких сложных комплексов, какими являются современные установки, крайне важно и необходимо.

О некоторых общих тенденциях говорят проведенные исследования причин аварий с различной степенью расплавления активной зоны, которые позволили сделать следующие выводы: основная часть аварий произошла из-за недостатков конструкции и по вине операторов; в большинстве случаев аварии произошли во время технического обслуживания (включая перегрузку топлива), испытаний и во время останова реактора; почти все аварии могли быть предотвращены операторами при своевременном распознавании сигналов контрольно-измерительных приборов;

Накопление эксплуатационного опыта – это в первую очередь накопление опыта по происшедшим повреждениям и отказам. Эффективное использование опыта требует организации работы по двум направлениям: изучение последствий и выяснение причин повреждений и отказов; обобщение происходящих событий, систематизация и организация мероприятий по их предотвращению в будущем.

Поэтому ценностью представляют сведения не только по конкретному поведению отдельного элемента оборудования, который может не иметь аналогов, а по принципиальным типичным явлениям и слабым местам распространенных систем. Для обобщения подобного рода информации весьма полезно широкое сотрудничество разработчиков и эксплуатационников для обеспечения надежности и безопасности ядерных объектов.

Если опыт аварий и инцидентов будет тщательно изучаться и во всей полноте учитываться при проектировании и эксплуатации ЯЭУ то принятые технические решения и эксплуатационные процедуры могут претендовать на системность, исчерпывающую полноту и гарантировать защищенность от аварий с тяжелыми последствиями.

В документах МАГАТЭ, национальных Нормах и Правилах безопасности содержится подробное описание системы технических мер и организационных мероприятий, предпринимаемых для обеспечения безопасности АЭС на стадиях проектирования, строительства, монтажа, пуска, эксплуатации и вывода из эксплуатации АЭС. Все эти меры необходимы для создания гарантий того, что при всех режимах эксплуатации и проектных авариях дозы облучения персонала и населения, концентрации радиоактивных веществ в окружающей среде будут на разумно низком уровне и не будут превосходить установленные авторитетными органами пределы.

Глава 4. Объект «Укрытие» и радиоактивное загрязнение акватории Днепра

26 апреля 1986 г. на Чернобыльской АЭС произошла беспрецедентная ядерная катастрофа, в результате которой в природную среду было выброшено большое количество радионуклидов. Значительная часть площадей водосбора Днепр Припяти подверглись интенсивному радиоактивному загрязнению. Нижние участки Припяти, Днепра и верхняя часть Киевского водохранилища вошли в 30-километровую зону отселения.



Рис. 4.1. Фотография разрушений блока № 4 Чернобыльской АЭС в Украине (фото - август 1986 г.).

Авария происшедшая на 4-ом энергоблоке Чернобыльской АЭС 26 апреля 1986 г. привела к разрушению реакторной установки и здания блока (рис. 4.1). Активная зона, в результате процессов, до сих пор однозначно не установленных, оказалась полностью разрушена. Ядерное топливо оказалось частично выброшено, частично переплавилось вместе с элементами строительных и металлоконструкций реактора и растеклось по помещениям, образовав скопления лавообразных лавообразных топливосодержащих масс (ЛТСМ).

Вопрос о местонахождении ядерного топлива возник сразу после аварии. Давались разные оценки величины выброшенного и оставшегося в помещениях разрушенного блока топлива. В 1986 г. была сформулирована официальная оценка количества выброшенного и оставшегося в объекте «Укрытие» топлива отраженная в докладе подготовленном для МАГАТЭ.

При проведении работ на 4-ом блоке сотрудниками Комплексной экспедиции при ИАЭ им. И.В. Курчатова (КЭ), а после 1991 г. (МНТЦ) с 1988 по 1992 г были получены данные о скоплениях топливосодержащих масс (ТСМ), их расположению и количеству топлива в них. При этом использовались, как прямые методы визуальной разведки и обмеров, так и косвенные по результатам бурения и анализу конструктивных особенностей 4-го блока.

В то же время проводились косвенные, экспертные оценки количеств топлива в 4-ом блоке, в частности в конце 1989 года в (КЭ) были завершены работы Огородника С.С. и Попова В.Д., проводимые под руководством Борового А.А., по определению количества ядерного топлива, находящегося в ЛТСМ теплотрическим методом. Было сделано заключение, что в помещениях парораспределительного коридора (ПРК) на отметке 6,00 находится 23 ± 11 тонн ядерного топлива, а в подаппаратном помещении 305/2 – 75 ± 25 т. Для помещений бассейна барботера использовался визуальный метод оценки объемов ЛТСМ. Методом экспертных оценок было определено общее количество ядерного топлива содержащегося в ЛТСМ – 135 ± 30 т. Эта цифра и вошла в «Техническое обоснование ядерной безопасности».

Результаты полученные при прямом обследовании скоплений ЛТСМ, совместно с анализом результатов исследования топливосодержащих проб ЛТСМ, проводимых комплексной экспедицией, (г. Чернобыль), в РНЦ «Курчатовский институт», (г. Москва), в Радиовом институте (г. Санкт-Петербург), дали результат по количеству топлива в ЛТСМ в несколько раз меньше, чем тот, что получен теплотрическим методом [16]. По результатам прямых измерений объемов ЛТСМ в местах их скоплений ядерного топлива в них оказалось не более $27,8+5$ тонн по UO_2 .

Продолжение работ по уточнению объемов ЛТСМ в местах их скоплений привело к их сокращению. В результате, количество UO_2 , находящегося в ЛТСМ, уменьшилось до $22,8 - 32$ т., а более точный учет газовых пустот, пористости и включений в ЛТСМ металлоконструкций может привести к их дальнейшему уменьшению.

В то же время продолжали появляться работы по косвенным оценкам количества топлива находящегося в ЛТСМ.

Таким образом дискуссия по оценке количества топлива в обнаруженных скоплениях ЛТСМ 4-го блока продолжается. В основу предлагаемого фрагмента базы данных положен препринт «Результаты дополнительных исследований мест скопления лавообразных топливосодержащих масс на 4-ом блоке Чернобыльской АЭС», А.И. Киселева, А.И. Сурина и К.П. Чечерова. ИАЭ-5783/3 1994 г.

На момент аварии в активной зоне (АЗ) реактора находилось 1659 тепловыделяющих сборок (ТВС). Масса урана в одной ТВС ~ 114,7 кг. Таким образом на момент аварии в активной зоне (АЗ) реактора находилось примерно: $114,7 \times 1659 = 190287,3$ кг. урана. Ядерное топливо в твэлах состоит из таблеток диоксида урана (UO_2). Масса UO_2 в одном ТВЭЛе ~ 3,6145 кг. Топливная кассета состоит из двух сборок, по 18 ТВЭЛов в каждой. Таким образом ядерного топлива в виде UO_2 в АЗ реактора на момент аварии находилось примерно: $3,6145 \times 18 \times 2 \times 1659 = 215872$ кг UO_2

Точное количество ЯТ в активной зоне может быть восстановлено суммированием массы UO_2 каждой ТВС по данным сертификатов хранящихся в ОЯБ.

По результатам работ выполненных на 4-ом блоке в 1988 – 1994 гг. сотрудниками КЭ при ИАЭ, а впоследствии МНТЦ «Укрытие» установлены следующие изменения с конструкциями реактора:

- корпус реактора (схема «КЖ») разорвана по нижней гофре компенсатора;
- дно реактора (схема «ОР»), срезав мембранные кольца, соединявшие его с водяным баком биологической защиты (схема «Л»), и смяв крестообразную опору, опустилось в подаппаратное помещение 305/2 на 3.85 метра;
- юго-восточный сектор схемы «ОР», порядка в 105 град, отсутствует; часть ядерного топлива АЗ, конструкционного материала схемы «ОР» и строительных конструкций превратились в лавообразную топливосодержащую массу (ЛТСМ) которая растеклась по помещениям 4-го блока;

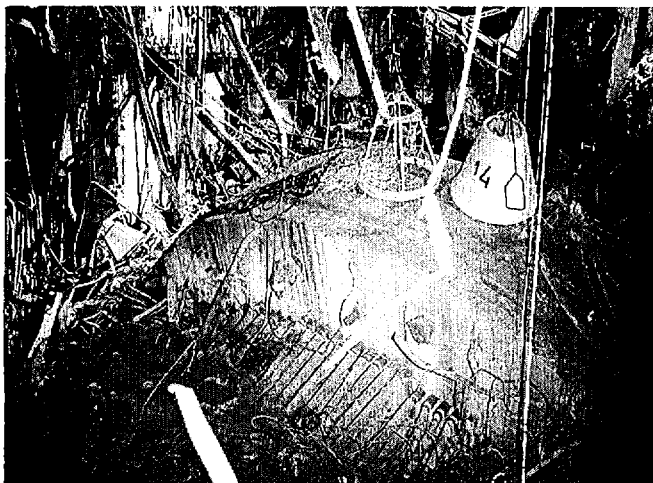


Рис. 4.2. Схема «Е» с отходящими от нее трубами пароводяных коммуникаций (ПВК).

– верхняя крышка реактора (схема «Е») была сорвана со своего штатного места, подброшена взрывом и в перевернутом виде стоит под углом около 15 град к вертикали, опираясь одной стороной на схему «Д», а другой на бетонные плиты зажатые между ними (рис.4.2);

– практически вся активная зона, содержащая на момент аварии 1659 ТВС, вместе с графитовой кладкой и большей частью корпуса реактора (схема «КЖ») вылетела из шахты реактора;

– внутрь шахты реактора, на место активной зоны, упали три железобетонные плиты, судя по толщине, части стен боксов барабан-сепараторов, вместе с металлической облицовкой, металлическая колонна из центрального зала, незначительная часть графитовых блоков и частей ТВС;

– в северной части схемы «ОР» сохранились в вертикальном положении 13 периферийных каналов охлаждения отражателя безграфитовых бло-

ков; сверху шахта реактора закрыта схемой «Е» с отходящими от нее спутанными трубами пароводяных коммуникаций (ПВК), попеременно с бетонными блоками и деформированными металлоконструкциями (рис. 4.3).

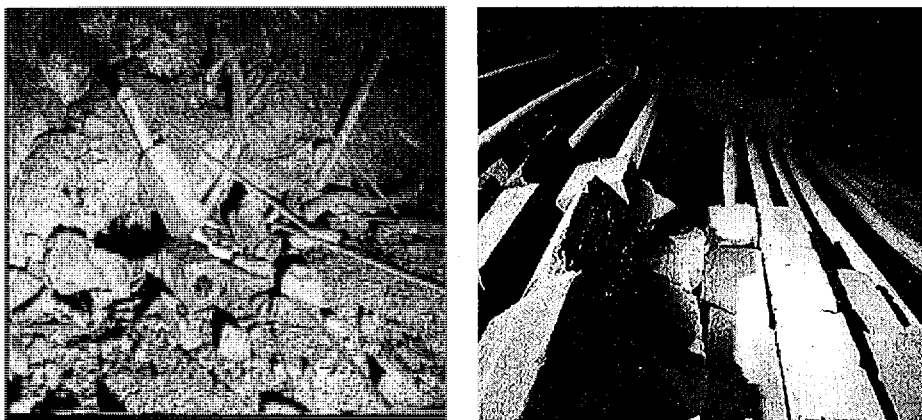


Рис. 4.3. Разрушенные части графитовых блоков и кладки реактора.

При обследовании подапаратного помещения 305/2 были обнаружены следующие последствия воздействия взрывной волны:

- металлическая облицовка на стенах помещения вдавлена, выпирают металлические «стульчики» к которым она была приварена, смят находившейся под ней 300 мм. слой теплоизоляции;

- откатная защитная дверь южного проема сорвана со своих направляющих и отброшена к противоположной стене, защитная дверь северного проема развернута;

- стена между пом. 305/2 и пом. 304/3 толщиной 800 мм сломана у пола и вдавлена в пом. 304/3 на 10-15 см;

- имеются вмятины и трещина в нижней юго-восточной части на внутренней обечайке схемы «Л»;

- перекрытия пом. 617 и 707, находящихся над боксами нижних водяных коммуникаций (НВК), рухнули вниз;

- в пом. 210/6 аварийные клапаны 3 и 4 и металлическая облицовка потолка в зоне их расположения провисли примерно на 20 см, простукивание облицовки в районе провисания показало, что там пустота.

При очистке крыши 3-го блока в 1986 году, на ней была обнаружена нижняя часть технологического канала Ж-887 с находившейся в нем ТВС. Этот канал стоял в ячейке 25-17, то есть в зоне ныне не существующего основания реактора. ТВЭЛы периферийного ряда в этой ТВС сохранились, а ТВЭЛы внутреннего ряда отсутствовали, их место в ТВС было занято крошкой топлива и материала оболочек. Исследования показали, что температура ТВЭЛов при аварии находилась в интервале 1200 - 1850 °С.

Следов высокой температуры в шахте реактора, в том месте где находилась активная зона, не было обнаружено. Свидетельством этому может служить состояние бетонных плит, упавших в шахту реактора. Исследование

образцов бетона из этих плит полученных при бурении скважин показало, что бетон не подвергался воздействию высоких температур. Внутри шахты реактора на стенках схемы «Л» нет копоти и сажи, краска не имеет следов высокой температуры.

Последствия температурного воздействия обнаружены в юго-восточной части подапаратного помещения 305/2 ниже кромки схемы «Л»: отсутствует юго-восточный сектор (примерно 105 град) схемы «ОР»; отсутствует металлическая облицовка на бетонной опоре схемы «Л» в юго-восточной части помещения; на отметке 11,5 – 13 метров на бетонной опоре схемы «Л» отсутствует не только металлическая облицовка, но и в самой стене имеется прожег в виде «грота»; южная металлическая колонна (марка «С-4») проплавлена недалеко от основания, примерно на отметке 12 м со стороны реактора; в юго-восточной части пом. 305/2 на полу лежат сильно обгоревшие графитовые блоки, в других местах графита со следами горения не обнаружено; трубы НВК на отметке 11,5 м. имеют прожоги, а щебенка, которая высыпалась из разрушенного при аварии компенсаторного зазора, оплавилась, образовав стекловидную корку.

Для выяснения состояния топлива, находившегося в южном бассейне выдержки, в него были пробурены скважины. Перископические обследования бассейна через эти скважины дали следующие результаты: бассейн обезвожен, кассеты с ТВС, которые находились в зоне видимости, находятся на своих штатных местах. Измерение МЭД в скважине выходящей в район расположения ТВС показало результат до 5000 Р/час.

В результате исследований проводимых КЭ при ИАЭ с 1988 по 1991 г по выявлению мест расположения скоплений ЛТСМ их оконтуриванию и определению их объемов, а также анализу проб, установлено, что ЛТСМ распространялись тремя потоками. Эти потоки имеют характерные различия (рис. 4.4, 4.6, таблица 4.1):

- по концентрации UO_2 в ЛТСМ (I-ый поток 8 – 10%, II-ой поток 5 – 7%, III-ий поток 3 – 5%);
- по цвету ЛТСМ (коричневые, черные);
- по содержанию магния и железа;
- по содержанию урана в циркон-урано-кислородной фазе;
- по скорости генерации нейтронов.

Первый поток из юго-западной части пом. 305/2 на отм. 10,0, опускается вниз через паросбросной клапан 4 в помещение ПРК 210/7 на отм. 6,00. Далее через 5 паросбросных труб он протекает в помещения бассейна барботера на отм. 2,20 (пом.012/15) и через 1 паросбросную трубу на отм. – 0,65 в пом.012/7. В этом потоке максимальная концентрация UO_2 8 – 10% и минимальная концентрация железа 0,5%.

Второй поток из юго-восточной части пом. 305/2 на отм. 10,0 и через два паросбросных клапана опускается в пом. 210/6 ПРК на отм. 6,00. Концентрация UO_2 в этом потоке 5-7%, а железа 8 – 10%. Особенность этого потока заключается в том, что через два паросбросных клапана с внутренним диаметром каждого более одного метра вытекло в два раза меньше ЛТСМ по объему, чем через один клапан в первом потоке.

Третий поток из юго-восточной части пом. 305/2 на отм. 10,0 протекает через пролом стены между пом. 305/2 и пом. 304/3 на отм. 9.30, распространившись по этому помещению он потек по коридору обслуживания пом. 301/5, на отм. 9.30, частично залил пол в пом. 303/3 и потек в другой коридор обслуживания в пом. 301/6 на отм. 9.00. В этом помещении в полу имелись проходки в пом. 217/2 на отм. 6,00, через них ЛТСМ пролилась вниз и застыла, образовав «сталактиты», «натек», «каплю» и «слоновью ногу». Концентрация UO_2 в этом потоке меньше чем в остальных - 3-5 %, а магния почти в 2,5 -3 раза больше, чем в первых двух потоках.

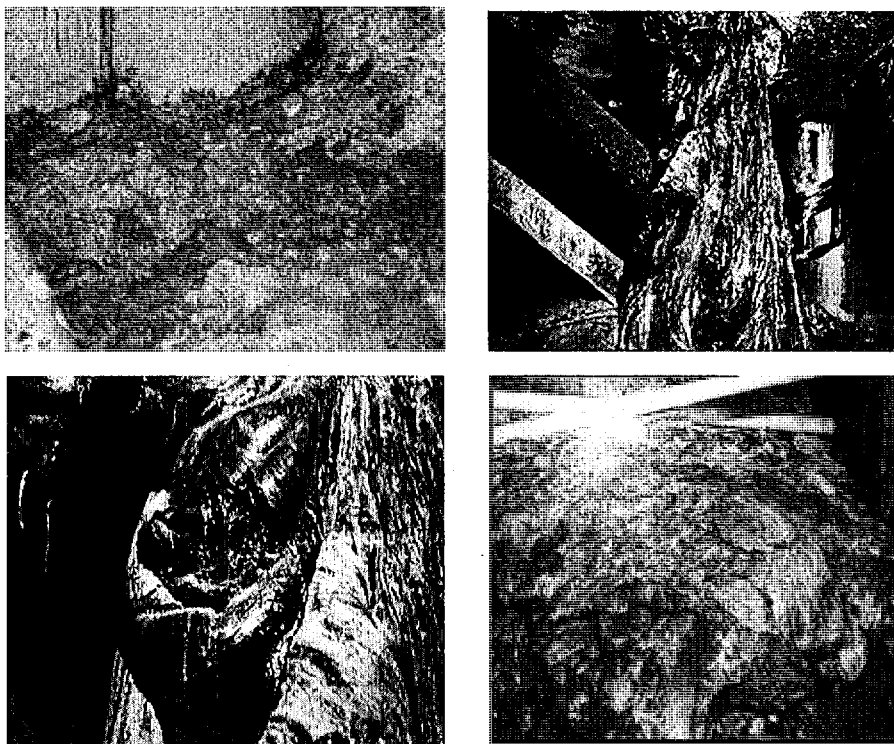


Рис. 4.4. Потоки застывших лавообразных топливосодержащих масс (ЛТСМ).

ЛТСМ в помещениях бассейна-барботера были обнаружены в 1986 году. Первые исследователи приняли их за кучи глины по внешнему виду, а уровень мощности дозы, в то время, был везде высокий. В первые дни аварии считалось, что наибольшую опасность представляет наличие воды в бассейне-барботере. Предполагалось, что проплавление перекрытий и попадание расплавленных топливных масс в воду может вызвать паровой взрыв с выбросом высокоактивных аэрозолей. Предпринимались срочные усилия по откачке воды из бассейна-барботера и 6 мая 1986 года заслонки открыли и вода была слита.

Результаты дальнейших обследований помещений бассейна-барботера и мест скоплений ЛТСМ дают основание предполагать, что расплавы ЛТСМ попадали в воду. Это подтверждается наличием только в этих помещениях пемзообразных ЛТСМ, плотность которых $0,14 - 0,18 \text{ г/см}^3$. Скопления ЛТСМ, «кучи», покрыты сверху коркой «пемзы», толщина которой достигает более 100 мм. Куски «пемзы» находятся в разных местах помещений бассейна-барботера. Некоторые куски лежат на горизонтальных поверхностях металлоконструкций и труб на высоте более одного метра. «Пемза» отнесена от места скопления ЛТСМ на 60 метров. Это можно объяснить наличием воды, которая и разнесла плавающую «пемзу» по разным углам, до сливных люков, которые расположены по оси Т. Расположение скопления ЛТСМ на 1 этаже бассейна-барботера (отм.-0,65) находится в пом. 012/7 в районе оси И. Следует отметить, что в нижних помещениях постоянно скапливалась вода. Скопления ЛТСМ очень не прочные, расплзается под воздействием пробоотборника. Границы скопления ЛТСМ и ее профиль уточнены в 1993 году. Максимальная толщина ЛТСМ 0.7 м верхний слой ~ 10 см – пемзообразный. Нижний – плотная темнокоричневая керамика. В одной паросбросной трубе предполагается наличие ЛТСМ. Диаметр ПТ на этой отметке – 280 мм. Помещение залито «свежим» бетоном 1986 года, в районе скопления ЛТСМ, слоем ~ 0.2 м. Объем ЛТСМ = 1.4 м^3 .

Расположение скопления ЛТСМ на втором этаже бассейна-барботера (отм. 2.20) находится в пом. 012/15. По объему это скопление ЛТСМ превосходит скопление на первом этаже в 5 раз. Из-за большого γ -фона до 2000 Р/ч и характера расположения, это скопление вначале было обследовано недостаточно точно и оценки объема оказались завышенными.

«Куча» ЛТСМ покрыта сверху коркой «пемзы» толщиной более 100 мм. Но в отличие от 1-го этажа разброс кусков «пемзы» незначительный.

В 1993 году были уточнены границы скопления ЛТСМ и ее толщина. По полученным результатам измерений количество топлива уменьшилось по сравнению с ранее опубликованными результатами. Следует отметить, что в ряде паросбросных труб виброакустическим методом обнаружено заполнение, предположительно ЛТСМ, но поверхность труб не покрылась окисной пленкой, как этого следовало бы ожидать, учитывая что температура плавления ЛТСМ составляет 1200°C , а трубы имеют естественный металлический блеск.

Максимальная толщина слоя ЛТСМ – 0,9 м. ЛТСМ имеют несколько гребней с провалами между ними около 0,1 м. Открытая поверхность ЛТСМ покрыта пемзообразным слоем толщиной ~ 0,1 м. В пяти паросбросных трубах предполагается наличие ТСМ. Помещение залито «свежим» бетоном 1986 года, в районе скопления ЛТСМ, слоем ~ 0.4 м. Края у этого скопления ЛТСМ крутые, как у жидкости не смачивающей поверхность. Поэтому предполагать, что под бетоном, в этом районе, ЛТСМ распространились на большую площадь нет оснований. Объем ЛТСМ составляет около 12 м^3 .

ЛТСМ попадали в ПРК из пом. 305/2 двумя потоками, через паросбросные клапана. Вместе с ЛТСМ в ПРК поступал расплавленный металл. В помещении 210/7 ЛТСМ попали вместе с расплавленным металлом через паросбросной клапан. ЛТСМ заполнила южную часть помещения. Максималь-

ная толщина слоя ЛТСМ 0,5 метра. В застывших струях ЛТСМ, которые вытекали из патрубков клапана, имеются и застывшие струи металла. В тоже время в застывших струях ЛТСМ есть металлические цепи, на которых нет следов оплавления.

Керн из наклонной скважины 3-9-У, взятый из пола пом. 210/7 по оси К+500 содержал бетон и высокоактивный металл толщиной 50 мм, без ЛТСМ. Дополнительное обследование скоплений ЛТСМ в этом помещении дало следующие результаты: – вместо наплыва металла толщиной в 0.5 метра, оказалось что это ЛТСМ, верхний слой которого содержал большое количество металлических глобулей, которые, вероятно, из за большой влажности сильно корродировали. Но самое главное то, что под поверхностями максимальной высоты оказались пустоты, объемом до 0.5 м³. Толщина корки ЛТСМ закрывающей эти пустоты составила около одного сантиметра. Из-под ЛТСМ виден застывший металл на полу помещения толщиной ~ 5 см. Уровень ЛТСМ у торцов конденсаторных батарей (КБ) в районе оси И достигает 0.5 м, а у противоположных торцов батареи с южной стороны не более 0.05 м. С севера ЛТСМ прилиты «свежим» бетоном 1986 года поступающим из паросбросных клапанов 1-3 и застывший волнами. Объем ЛТСМ на полу пом. 210/7 и в паросбросном клапане = 15 м³

В помещении ПРК 210/6 ЛТСМ попали вместе с большим количеством металла, через два паросбросных клапана. Вероятно, вязкость этого потока ЛТСМ была ниже чем в пом. 210/7 и этим обстоятельством можно объяснить то, что толщина слоя не превышает 250 мм. Паросбросные трубы, идущие в бассейн-барботер выступают над полом на 350 мм. Можно предположить, что сначала лился только металл. Подтверждением этому может служить то, что его обнаружено большое количество: керн взятый с пола на оси Л+1000 представляет собой металл значительной толщины, без ЛТСМ, МЭД – 200 Р/ч; в зоне оси Л, в бассейне-барботере 4 паросбросных трубы диаметром 425 мм заполнены высокоактивным металлом; через два люка в стене на оси Л металл залил пол соседнего помещения ПРК 210/5; на стене напротив патрубка клапана выжжено пятно.

Выжженное на стене пятно показывает, что паросбросные клапаны опустились от своего штатного положения почти на 0.3 м. до того как из них потек раскаленный металл. Вместе с клапанами опустилась и металлическая облицовка потолка. Виброакустический метод обследования потолка показал, что за металлическим листом пустота. Это позволяет утверждать, что плита перекрытия пом. 305/2 не проломлена, как предполагалось ранее.

Скопления ЛТСМ имеют толщины около 250 мм., но, как правило под тонкой коркой в 5 – 10 мм. находятся газовые пустоты. Объем ЛТСМ на полу пом. 210/6 и в 2-х паросбросных клапанах: $V = 14 \text{ м}^3$

В помещение ПРК 210/5 через два люка в стене на уровне пола в районе оси Л из пом. 210/6 протекал расплавленный металл. Вероятно на полу была вода, это можно предположить, потому что поверхность стены, конденсаторной батареи и даже потолок покрыты коркой мелких брызг застывшего металла. На юг металл проник почти до оси К, на север граница его распространения не известна, так как эта часть помещения залита бетоном в 1986 году.

Из пом. 301/5 (отм. +9,30) ЛТСМ потекла в другой коридор обслуживания, пом.301/6 (отм. +9,00), который в 1986 году был полностью залит бетоном. В полу этого коридора имелись трубные проходки, протекшие через эти проходки ЛТСМ, образовали в пом. 217/2 (отм. +6,00) «слоновью ногу», «сталактиты», «натек», «каплю».



Рис. 4.5. Скопление лавообразных топливосодержащих масс (ЛТСМ) «слоновья нога».

Если подошва «слоновьей ноги» (рис. 4.5) находится на полу пом. 217/2, и доступна для наблюдений, то основания «сталактитов» залиты «свежим» бетоном 1986 года, а «натек» на стене видимо не достигает пола. Объем ЛТСМ = 2.5 м³.

Из помещения 304/3 ЛТСМ протекла в коридор обслуживания 301/5 (отм. +9,30). Здесь только небольшой участок скоплений ЛТСМ не залит бетоном в 1986 году, который поступал в этот коридор с двух сторон.

Границы растекания ЛТСМ под бетоном установлены с помощью бурения. В том месте, где ЛТСМ не залита бетоном неоднократно проверялась твердость и прочность пола, методом прямого вертикального сверления, дефрагментирования бетона пола не обнаружено. В коридоре много сажи и копоти. Изоляция электрокабелей, проложенных вдоль стен, сильно обгорела.

Ударная волна взрыва проникла и сюда. Свидетельством этому, может служить сорванная с петель тяжелая защитная дверь пом. 303/3. В это помещение из коридора попала ЛТСМ, которое в дальнейшем было залито бетоном. Толщина ЛТСМ в среднем составляет 0.2 м, лишь в пристеночной области образует как бы валики высотой не более 0.25 м.

Из пом. 301/5 ЛТСМ растекались по помещению 301/6, в основном в южную сторону. В связи с тем, что это помещение полностью залито «свежим» бетоном, границы распространения ЛТСМ приходится устанавливать по косвенным признакам. Протечки ЛТСМ на отм. +6.0 м (в пом.217/2) по-

зволяют утверждать, что южная часть пом. 301/6 покрыта слоем ЛТСМ. Это подтверждается и результатами термографических исследований потолка пом. 217/2, температура которого свидетельствует о наличии топлива над ним. Северную границу распространения ЛТСМ предполагалось уточнить в ходе дальнейших исследований с помощью бурения. Объем ЛТСМ в помещениях 301/5, 303/3 и 301/6: $V = 23 \text{ м}^3$.

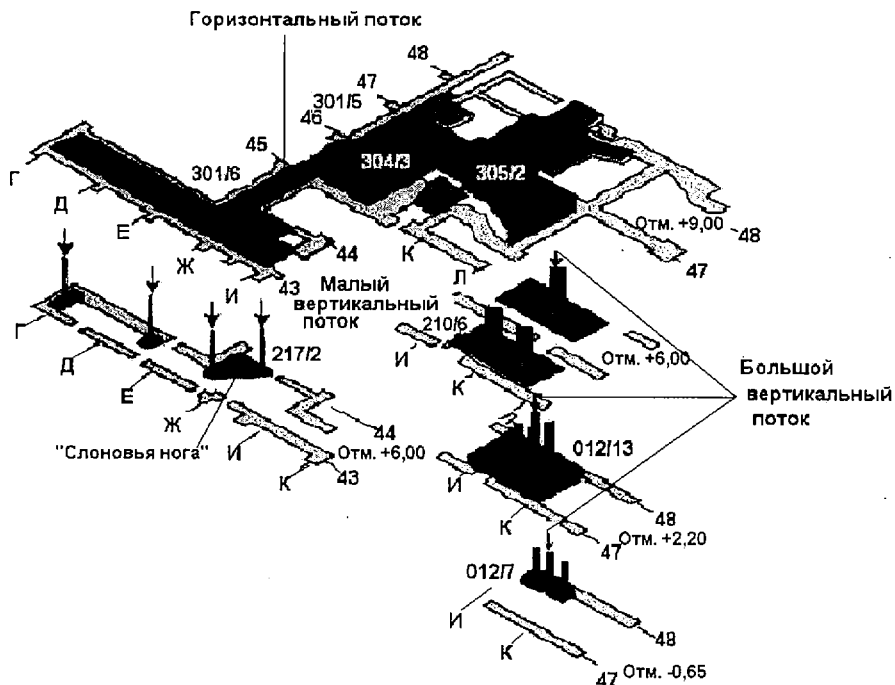


Рис. 4.6. Схема распространения основных потоков ЛТСМ.

Третий поток ЛТСМ начался из юго-восточной части подаппаратного помещения 305/2 (отметка бетонного пола +9,70) через пролом стены шахты реактора в пом. 304/3 (отм. +9,30). Стена при взрыве реактора была срезана в месте соединения с полом пом. 305/2, треснула и отошла в сторону пом. 304/3 под углом. Весь пол покрыт ЛТСМ.

Скважина 3-9-Ф пробуренная в направлении этой стены на отм. +9,30 м. в своих кернах с глубины 16,05 имела ЛТСМ. Электрощкаф, стоящий у этой стены, был сорван со штатного места установки и опрокинут. Поток ЛТСМ был видимо очень бурным, так как металлическое ограждение находившееся в пом. 304/3, было также сорвано с места, деформировано и вынесено к проему двери. ЛТСМ залившее помещение по своей структуре высокопористое и включает много газовых пустот. Были проведены обмеры толщины слоев ЛТСМ и проверка целостности пола под слоем ЛТСМ методом прямого вертикального сверления. Средняя толщина слоя ЛТСМ 0,5 метра.

Бетон пола под ЛТСМ не разрушен и сохранил свою твердость и прочность. В пом. 304/3 бетон 1986 года попал только возле двери. На стенах и потолке много сажи и копоти. Следует отметить, что при регулярных осмотрах этого помещения, проводимых не реже нескольких раз в год, ни разу не было зафиксировано в нем наличия воды. Помещение очень сухое и запыленное. Объем ЛТСМ = 31,5 м³.

Таблица 4.1. Сводная таблица объемов ЛТСМ в помещениях объекта «Укрытие»

N.N.	Местонахождение ЛТСМ	Объем ЛТСМ, м ³	Доля от объема, %
Первый поток		41.4	30.5
1	пом.305/2, юго-запад, отм. 9.70	13	
2	пом.210/7, отм. 6.00	15	
3	пом.012/15, отм. 2.20	12	
4	пом.012/7, отм. -0.65	1.4	
Второй поток		69	38
5	пом.305/2, юго-восток отм. 9.70	55	
6	пом.210/6, отм. 6.00	14	
Третий поток		57.0	31.5
7	пом.304/3, отм. 9.30	31.5	
8	пом.301/5, 303/3, 301/6 отм 9.30	23	
9	пом.217/2, отм. 6.00	2.5	
Итого:		172.9	100

В соответствии с предлагаемой моделью распространения ЛТСМ, в эту часть помещения они попали растекаясь из юго-восточного квадранта подапаратного помещения. ЛТСМ завалены фрагментами конструкции разрушенного реактора и залиты «свежим» бетоном 1986 года.

Пол подапаратного помещения 305/2 разделен крестообразным фундаментом под опору реактора высотой в один метр. Этот фундамент служит преградой для свободного перетекания расплавов из одной части помещения в другую. Возможно поэтому, в северной части пом. 305/2, по результатам γ-измерений в скважинах, топливных скоплений не обнаружено.

В юго-западной части помещения в зоне между осями Л и К топливных скоплений нет. Подтверждением этому может служить тот факт, что в этой зоне расположен паросбросной клапан, через который в нижерасположенное помещение протек в 1986 году только чистый бетон. В другой клапан, расположенный между осями К и И проливалась самая обогащенная топливом ЛТСМ вместе с расплавленным металлом. Учитывая что через этот клапан протекло примерно треть из обнаруженных объемов ЛТСМ можно предположить, что это был достаточно «стабильный» канал, который с одной стороны был ограничен железобетонным крестом, а с другой стороны насыпью из щебня компенсаторной засыпки. Границы распространения ТСМ установлены по результатам бурения исследовательских скважин на отметках +9.00 и +10.00 м.

Анализ результатов бурения скважин 3.9.Ч, 3.9.П, 3.9.Л, 3.9.А, 3.9.68, 3.9.Ж, 3.9.К, 3.9.Е, 3.9.В показал что бетон пола пом.305/2, в упомянутом

квадранте, не деструктурирован и прожогов не имеет. Анализ результатов бурения скважин на отм. 10.00 м 3.10.63, 3.10.В, 3.10.Б, 3.10.62, 3.10.А, 3.10.Е, 3.10.Д, 3.10.И, позволил получить данные, по которым была оценена площадь распространения и толщина ЛТСМ. Объем ЛТСМ в юго – западном квадранте пом. 305/2 = 13 м³.

Помещение 305/2, юго-восточная часть, отметка 9.70. Эта часть помещения 305/2 является источником истечения всех трех лавовых потоков ТСМ и для исследования является самой сложной.

Анализ результатов бурения скважин 3.9.П, 3.9.Л, 3.9.68, 3.9.Ж, 3.9.К, 3.9.Е, Ю.9.Б, показал что бетон пола пом.305/2, в упомянутом квадранте частично деструктурирован. Провисание паросбросных клапанов в ПРК (около 20 см) под этим квадрантом, создало впечатление, что плита перекрытия была проломлена ударной волной, но простукивание провисшей облицовки, показало что там пустота.

В то же время ссылки в некоторых работах о возможности проплавления перекрытия шахты реактора на 1,5 метра, не подтверждаются составом кернов из скважины Ю-9-Б, которая на отметке 8,8 м. прошла через весь юго-восточный сектор. Керны до глубины 17,24 м. состояли из целого бетона, и только с глубины 17,24 до 19,7 м. – из деструктурированного бетона. Максимальная МЭД от керна с деструктурированным бетоном не превышал 75 Р/ч, что свидетельствует об отсутствии в нем ЛТСМ. ЛТСМ в юго-восточной части пом. 305/2 залиты бетоном в 1986 г. Высота заливки бетоном не превышает отм. +11-11,5 м, т.е. толщина слоя ЛТСМ + бетон – не более – 1,8 м.

Вынос ЛТСМ из пом. 305/2 через южные откатные ворота и пом. 308/2 и 318/2, предполагаемый в одном из вариантов в 1986 г., не подтвердился. В-первых – пом. 305/2 имеет порог высотой в 0,5 метра, во-вторых – наклонная скважина Ю-12-81 пробуренная в полу пом. 308/2 перед входом в помещение в своих кернах имела только бетон. Из юго – восточной части пом. 305/2 выходят кроме потока через два паросбросных клапана в юго-восточном квадранте еще два устойчивых потока ЛТСМ, через клапан в юго – западной части и пролом в стене в пом. 304/3. Причины такого распространения ЛТСМ на данный момент не установлены.

Объем ЛТСМ в юго-восточном квадранте пом. 305/2 = 55 м³.

Количество UO_2 в ЛТСМ при плотности 2.2 – 2.3 г/см³ и процентном содержании топлива 8 - 10% для первого потока, 5 - 7% для второго и 3 – 5% для третьего состава 22.6 – 32 т.

Представленные данные дают новое, более конкретизированное (дифференцированное) представление о расположении и объемах ЛТСМ, как по каждому помещению в отдельности так и по блоку в целом (ниже шахты реактора).

Обобщение результатов работ по разведке скоплений ЛТСМ показывает, что распределение ЛТСМ по потокам достаточно неравномерное, причины такого явления требуют дальнейших исследований.

Из всех приведенных оценок, самая неопределенная по пом. 305/2. Все эти оценки можно будет уточнить после бурения исследовательских скважин, для уточнения границ распространения и толщины слоя ЛТСМ.

Оценки даны по обнаруженным местам расположения ЛТСМ, но нельзя исключить возможность обнаружения новых скоплений. На это указывает натек ЛТСМ на схеме «ОР», источник его появления так и не выяснен. Возможно, он находится на более высоких отметках, например под завалом в ЦЗ, где в 1986 г. был зарегистрирован процесс горения — т.е. наличие высокотемпературных процессов.

Также требуют уточнения границы распространения ТСМ под «свежим» бетоном в помещениях ПРК, бассейна-барботера и в пом. 306/1.

Абсолютно не исследовано пом. 307/2, но тепловые и γ -измерения указывают, что в нем (по крайней мере, в южной половине) находится источник тепла и γ -излучения, а, следовательно могут быть и ЛТСМ.

Приведенные в настоящей работе оценки объемов лавообразных ТСМ могут оказаться завышенными, т. к. в лавах может находиться до 20-30 м³ переплавленного металла «ОР» и других металлоконструкций, не учитывая также объемы оборудования, залитого ЛТСМ. Тем не менее полученные результаты позволяют (даже при сделанных оговорках) уже сейчас по-новому взглянуть на процесс развития аварии и определить дальнейшие направления работ.

На основании данных о расположении и объемах ЛТСМ может быть рассмотрен вопрос о возможностях их извлечения, упаковки и захоронения. Расположенное на первом этаже бассейна-барботера (отм. -0.65 м) наименьшее по объему (~ 1.8 м³) скопление ЛТСМ может быть выбрано первоочередным объектом отработки и испытания технологии удаления ЛТСМ.

Разработка технологических подходов к открыто лежащим скоплениям ЛТСМ (1, 2 этажи бассейна-барботера, ПРК, «слоновья нога», пом. 304/3, это ~ 90 м³ или 50% обнаруженных ЛТСМ) и их удаление явилось бы принципиально новым шагом в направлении практического преобразования «Укрытия» в безопасный объект.

До начала работ по удалению скоплений ЛТСМ, целесообразно провести комплекс работ по гарантированному обеспечению ядерной безопасности обнаруженных скоплений топлива. С этой целью, основные скопления ЛТСМ должны быть обработаны нейтронопоглощающими материалами в виде растворов, порошков, стержней или листов, т. е. в условиях реального сокращения экспериментальных работ по исследованию состояния ядерного топлива на 4-ом блоке желательнее заменить теоретические исследования и экспертный анализ практическим преобразованием ЛТСМ в ядерно - безопасные скопления.

Выполнение предлагаемых работ явилось бы реальными шагами по превращению объекта «Укрытие» в экологически безопасную систему и уменьшению его опасности в глазах общественности.

Содержание урана в лаве по различным измерениям составляет от 2,5 до 15 %. В шахте разрушенного реактора, бывшего центрального зала и других помещениях находится до 20 т урансодержащей пыли. Предполагается, что около 100 т топлива находится в развале между блоком и стенкой саркофага, куда сваливались высокоактивные материалы в процессе очистки кровли 3-го энергоблока, машзала и промплощадки. Не исключена возможность,

что в помещениях 4-го энергоблока будет найдено еще какое-то количество урана, но вряд ли эта величина будет исчисляться десятками тонн.

В соответствии с метеорологическими условиями переноса воздушных масс вышедшие за пределы реактора радионуклиды распространились на площади водосбора и акватории Днепра, его водохранилищ и притоков Днепро-Бугского бассейна.

Уже в первые дни после аварии радиоактивные аэрозоли поступили в водоемы а затем дождем смывались с загрязненных водосборов. Уровни радиоактивного загрязнения природных вод определялись расстоянием от ЧАЭС и интенсивностью выпадения аэрозолей, смывом с территории водосбора в днепровских водохранилищах – временем «добегания» загрязненных масс воды. Поступившие в водоемы радионуклиды включились в абиотические (водные взвеси, донные отложения) и биотические компоненты (гидробионты различных трофических уровней). При распаде короткоживущих радионуклидов определилась гидроэкологическая значимость наиболее биологически опасных долгоживущих нуклидов стронция ^{90}Sr и цезия ^{137}Cs . По данным Госкомгеологии Украины 130 тыс. км² площади Украины, или 20 % всей ее территории, загрязнены ^{137}Cs с уровнем от $1,8 \cdot 10^{10}$ Бк/км² и выше, (от 10 доварийных фонов и выше).

В целом на территории Украины рассеяно от $1,04 \cdot 10^{16}$ до $1,1 \cdot 10^{16}$ Бк радионуклидов, из которых 90 % ^{137}Cs . На площади в 40 тыс. км² в Киевской, Житомирской и Ривненской областях сосредоточена четверть всего выброшенного реактором ^{137}Cs . В настоящее время главную радиоэкологическую опасность представляют ^{90}Sr , ^{137}Cs и изотопы плутония. Из них наиболее опасен ^{90}Sr , поскольку для него не существует эффективных геохимических барьеров. Он с трудом удерживается грунтами и биотой и в очень малой степени почвенным гумусом. Поэтому адсорбционный фронт стронций в зоне аэрации движется с заметной скоростью, и проникнув в грунтовые воды через некоторое время будет вынесен в поверхностные водоемы и реку Днепр.

Цезий довольно прочно удерживается глинистыми минералами, гумусом и биотой, и размах его миграции невелик. О плутонии есть время подумать, поскольку он представляет опасность только респирационном аспекте, его ПДК в воздухе около $1 \cdot 10^{-17}$ Ки/л. А для того, чтобы его накопилось достаточное количество на поливных землях Украины должно пройти много лет.

Радиоактивное загрязнение донных отложений Киевского водохранилища достигло максимума к середине лета 1986 г., когда характерные концентрации ^{137}Cs на различных участках находились в пределах 185 – 29600 Бк/кг при естественной влажности. Максимальное содержание цезия ^{137}Cs в представителях ихтиофауны наблюдалось в зимний период 1987 – 1988 гг. – $(3,70 - 29) \cdot 10^3$ Бк/кг сырой массы. Радиоактивные илы постепенно движутся по каскаду. Уже сейчас удельные запасы ^{137}Cs в донных отложениях Киевского и Каневского водохранилищ сравнялись. В Кременчугском водохранилище прирост запасов ^{137}Cs происходит со скоростью около 40 % в год, и в настоящее время составляет примерно $1,1 \cdot 10^{13}$ Бк. В Каховском водохранилище радиогеохимический режим практически установился. Сюда попадает наиболее мелкая коллоидная взвесь, и поэтому существенного увеличения запасов ^{137}Cs в илах не происходит (за 5 лет увеличение всего на 10 %). Однако, если ^{137}Cs

для поливного земледелия не будет представлять существенной опасности, то ^{90}Sr , находясь в растворенном состоянии (от 0,15 до 0,4 Бк/л по всему каскаду), будет постепенно накапливаться в почвах и соответственно переходить в сельскохозяйственные продукты.

К началу 1990 г. концентрация радионуклидов в воде и донных отложениях Киевского водохранилища сравнительно стабилизировалась и наметилась тенденция к снижению их содержания в рыбах, продолжался вынос этих веществ с водными массами и взвесями в нижележащие водохранилища. Поэтому первостепенной проблемой является удержание ^{90}Sr в природных «депо», таких как левобережная пойма р. Припять, где его находится около $3,7 \cdot 10^{14}$ Бк, многочисленные пункты временного захоронения и локализации радиоактивных отходов в 30-ти километровой зоне (около 800), в том числе сваленный и замытый песком «рыжий» лес и другие более мелкие источники. Пойму необходимо держать сухой, не допускать залив ее паводковыми водами, а сделать это очень тяжело и трудно. Многочисленные временные радиоактивные могильники необходимо преобразовать в долговременные, и эта задача не менее трудная, тем более, что большинство из них не имеют паспортов, а о некоторых узнают случайно.

От правильности и разумности принимаемых решений во многом зависят темпы научно-технического прогресса и его экологическая цена, благосостояние и уровень жизни народов, будущее нашей планеты, здоровье нас и наших потомков, наконец, сама возможность сохранения и развития жизни на Земле. Но для принятия правильных решений необходимы не только трезвый ум, свободный от предрассудков и догм прошлого, не только новое политическое мышление, высочайшая ответственность за судьбы мира, но и прежде всего глубокие знания природы ядерных сил, понимание свойств и возможностей, достоинств и недостатков атомной и термоядерной энергии, особенностей действия ионизирующей радиации, радиоактивных изотопов на живую материю. Полнота информации – одна из гарантий правильности принимаемых решений. И очень горько сознавать, что львиная доля этих работ достанется нашим погомкам.

Глава 5. Источники образования радиоактивных отходов

В начале развития атомной промышленности, в том числе и АЭС, предполагалось, что водные просторы, особенно моря и океаны, являются неограниченной средой для разбавления и захоронения радиоактивных отходов. Но оказалось, что у северо-западного побережья США, около устья р. Колумбия, куда сливались радиоактивные отходы заводов и радиохимических лабораторий, появились зоны с повышенным уровнем радиоактивности. Позже выяснилось, что и в Мировом океане появились целые регионы с повышенным уровнем радиоактивности. Оказалось, что возможности морей и океанов ограничены и не могут быть естественными хранилищами радиоактивных отходов.

Загрязненность радионуклидами внешней среды и образование различных радиоактивных отходов происходит в результате практической деятельности человека при: эксплуатации предприятий по добыче и переработке урановых руд; эксплуатации предприятий по производству естественного и обогащенного урана; эксплуатации предприятий по производству и изготовлению тепловыделяющих элементов (ТВЭЛ); эксплуатации и снятии с эксплуатации атомных электростанций (АЭС), атомных станций теплоснабжения (АСТ) и атомных теплоэлектроцентралей (АТЭЦ); эксплуатации предприятий по переработке и регенерации отработавшего ядерного топлива; эксплуатации и снятии с эксплуатации морских судов с ядерными энергетическими установками и баз их обслуживания; эксплуатации исследовательских атомных реакторов; эксплуатации предприятий по изготовлению изотопных источников; использовании изотопной продукции в промышленности, науке, медицине, сельском хозяйстве; в процессе дезактивации объектов и реабилитации территорий, загрязненных радионуклидами в результате аварий; проведении ядерных взрывов;

В процессе эксплуатации ядерных энергетических установок (ЯЭУ) и предприятий ядерного топливного цикла (ЯТЦ) источниками РАО являются радиоактивные вещества образуются при делении ядер ^{233}U , ^{235}U , ^{239}Pu а также в результате активации нейтронами различных материалов, находящихся в активной зоне, как продукты реакций (n, γ) , (n, α) и (n, p) .

Каждое предприятие в смысле загрязненности имеет свои особенности. В таблице 5.1 представлены основные виды образующихся радионуклидов и их количества на АЭС, оснащенных реакторами типа ВВЭР и РБМК.

Смесь продуктов деления состоит в основном из 35 химических элементов, большинство из которых составляют короткоживущие радионуклиды. Через 10 лет активность определяется в основном ^{90}Sr и ^{137}Cs , но опасность для окружающей среды от α -излучателей сохраняется тысячелетиями.

Основными производителями радиоактивных отходов в Украине являются атомные электростанции, предприятия по добыче и переработке урановой руды, научные центры, предприятия и организации, использующие радиоактивные вещества или источники ионизирующего излучения. Доля радиоактивных отходов образовавшихся в результате аварии на Чернобыльской АЭС достигает 95% от всего количества РАО в Украине.

Деятельность производств по добыче и переработке урановых руд приводит к образованию больших количеств низкоактивных шахтных вод и твердых отходов. Подобные твердые отходы, активность которых в 10 и более раз превышает естественный радиоактивный фон, хранятся в специальных или приспособленных природных открытых сооружениях – «хвостохранилищах».

Таблица 5.1. Основные виды радионуклидов образующихся на АЭС с реакторами типа ВВЭР и РБМК

Радионуклид	Активность ТБк	%	Радионуклид	Активность ТБк	%
¹³³ Xe	2046,1	8,19	¹³¹ I	932,4	3,73
¹⁴⁰ Ba	1912,9	7,66	¹³² I	1365,3	5,47
¹⁴⁰ La	1912,9	7,66	¹⁰³ Ru	1143,3	4,58
⁹⁵ Zr	1820,3	7,29	¹⁴¹ Ce	1768,6	7,08
⁹¹ Y	1809,2	7,25	¹⁴⁴ Ce	987,9	3,96
⁹⁵ Nb	1783,4	7,14	¹⁴³ Pr	1676,1	6,71
¹⁰³ Rh	1143,3	4,58	¹⁴⁴ Pr	987,9	3,96
⁸⁹ Sr	1413,4	5,66	¹³⁶ Cs	1,924	0,01
⁹⁰ Sr	52,91	0,21	¹³⁷ Cs	39,96	0,16
¹³² Te	1365,3	5,47	¹⁴⁷ Nd	806,6	3,23
Суммарная активность продуктов деления				24969,89	100

При разработке урановых месторождений подземным способом на каждую тонну добываемой руды приходится 0,3 тонны пустых пород и забалансовых руд. Кроме того, в каждой тонне добытой руды может находиться до 30% пустых пород из-за ее разубоживания. Такие породы обычно частично удаляются при радиометрической сортировке руды (с выделением хвостов). Загрязненность горнорудных предприятий обусловлена ураном, радием и дочерними продуктами его распада, включая радиоактивный инертный газ – радон. То же можно сказать и о химико-металлургическом производстве урана, где он выявляется уже в весьма концентрированном виде. Предприятия по изготовлению теплоделяющих элементов имеют дело с ураном различных обогащений по ²³⁵U вплоть до 90%. Процесс производства композиционного состава ядерного топлива, снаряжение им ТВЭЛов, переработка отходов производства сопровождаются загрязнением производственных поверхностей, персонала, воздушной среды, несмотря на принимаемые защитные меры (боксы, фильтры, укрытия и т. п.).

На предприятиях по регенерации отработанного топлива источниками РАО являются: высокоактивные жидкие отходы, содержащие 98% радионуклидов и составляющие 0,1 % от объема всех образующихся жидких РАО (растворы после экстракционного отделения урана, плутония, актиноидов и некоторых продуктов деления); среднеактивные жидкие отходы содержащие около 2 % радионуклидов и составляющие 1,6 % от объема; низкоактивные жидкие отходы содержащие около 0,01 % радионуклидов и составляющие основную массу (98,3 %) от объема всех образующихся на предприятии РАО.

Ядерные реакторы АЭС, АСТ, АТЭЦ в процессе эксплуатации также являются источниками загрязнения внешней среды радиоактивными продук-

тами деления и наведенной активностью стабильных нуклидов воздуха, воды, технологических коммуникаций под действием мощных нейтронных потоков на них в активной зоне реактора. Загрязнение обуславливается как и короткоживущими радионуклидами, так и радионуклидами с большим периодом полураспада. Уровень загрязнений зависит от герметичности ТВЭЛов, технологических коммуникаций, их коррозионной стойкости.

На рисунке 5.1 показана схема размещения крупнейших предприятий и организаций производителей отходов и предприятий по обращению с РАО.



Рис. 5.1. Схема размещения основных предприятий и организаций производителей отходов, предприятий по обращению с РАО и научных центров.

Наиболее радиационно-опасными источниками загрязнений производственных помещений, персонала и окружающей среды, являются технологические процессы радиохимической переработки ядерного топлива при извлечении из него урана, плутония, непутия и других наиболее ценных радионуклидов.

Радиоактивные отходы, образующиеся в результате эксплуатации исследовательских атомных реакторов, использования радионуклидов в медицине, промышленности, сельском хозяйстве собираются и транспортируются на специально созданные региональные спецкомбинаты с пунктами захоронения радиоактивных отходов (ПЗРО). В Украине шесть таких межобластных (региональных) спецкомбинатов – (Киевский, Одесский, Донецкий, Днепропетровский, Львовский, Харьковский), для каждого из которых определен

регион обслуживания, все они входят в структуру Украинского государственного объединения (УкрГО) «Радон».

Технологическое оснащение большинства спецкомбинатов не соответствует современным требованиям, исчерпаны или крайне ограничены мощности хранилищ, ряду спецкомбинатов требуются новые площади для захоронения отходов.

Необходимо отметить, что система контроля за продвижением радиоизотопной продукции несовершенна, в связи с чем не все отработавшие источники ионизирующих излучений поступают на пункты захоронения: имеются случаи бесконтрольного их сброса в окружающую среду.

Рассмотрим вкратце образование радиоактивных отходов на АЭС. Источниками радиоактивного загрязнения на АЭС являются:

Газообразные радиоактивные отходы – по отношению к газообразным радиоактивным отходам термин «отходы» в Украине не применяется, а используется термин «выбросы» – **газо-аэрозольные выбросы** (ИРГ, I_2 , 3H , ^{14}C , аэрозольные выбросы изотопов стронция - ^{89}Sr , ^{90}Sr и цезия – ^{134}Cs , ^{137}Cs и др.).

Жидкие радиоактивные отходы (контурная вода, конденсат турбин с подсосами охлаждающей воды в конденсаторы, протечки технической воды, воды от отмывки помещений и оборудования, растворы от дезактивации оборудования, пульпы перлита и ионообменных смол).

Жидкие радиоактивные отходы подразделяются на: трапные воды; кубовые остатки после переработки трапных вод; отработанная пульпа фильтроперлита – намывных механических фильтров очистки теплоносителя контура многократной принудительной циркуляции; организованные протечки; неорганизованные протечки; ионообменные смолы установок спецводоочистки.

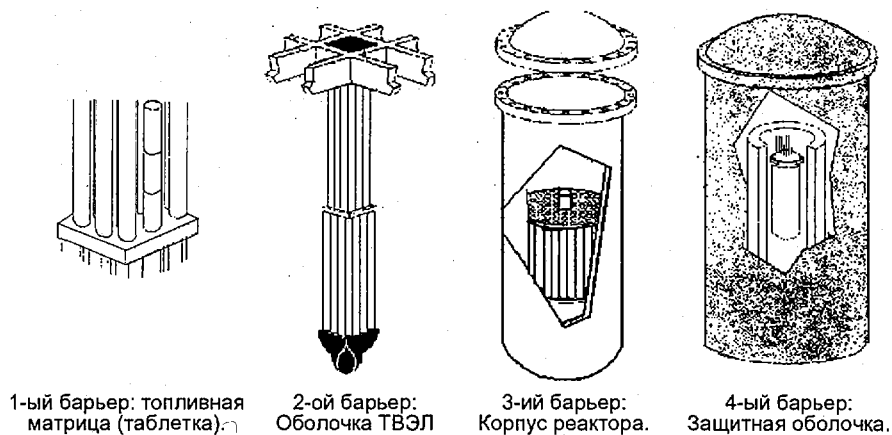
Твердые радиоактивные отходы (вышедшее из строя оборудование, строительный мусор, не подлежащая дезактивации спецодежда, ветошь, отработавшие источники ионизирующих излучений, пластикат и пр.). Твердые радиоактивные отходы делятся на: прессуемые (одежда, резина, пластикаты, теплоизоляция, бумага, фильтры); непрессуемые (дерево, фильтры-рамки, трубопроводы, стекло, инструменты, трубы/вентили, бетонные блоки); сжимаемые (бумага, дерево), металлические.

Радиоактивные вещества образуются на АЭС в активной зоне реактора в результате ядерной реакции деления ядер ^{233}U , ^{235}U и ^{239}Pu . Это главный источник образования радиоактивных веществ на АЭС. Кроме этого, они образуются и в результате реакций активации потоком нейтронов различных материалов находящихся в активной зоне реактора при работе его на мощности как продукты реакций (n, γ), (n, α) и (n, p).

Активность продуктов деления ядерного топлива чрезвычайно велика и становится тем больше, чем дольше работал реактор на мощности.

Большая часть образующихся радионуклидов имеет короткий период полураспада, поэтому после остановки реактора они достаточно быстро распадаются. Однако многие продукты деления имеют период полураспада от нескольких часов до десятков, сотен и более лет, что и обуславливает радиационную опасность ядерного реактора.

При нормальной эксплуатации АЭС накопленные в реакторе радиоактивные вещества практически не могут попасть в окружающую среду благодаря целому ряду защитных барьеров на пути их возможного выхода (рис. 5.2). Каждый физический барьер проектируется и изготавливается с учетом специальных норм и правил для обеспечения его повышенной надежности.



1-ый барьер: топливная матрица (таблетка)

2-ой барьер: Оболочка ТВЭЛ

3-ий барьер: Корпус реактора.

4-ый барьер: Защитная оболочка.

Рис. 5. 2. Физические барьеры безопасности и их взаимное расположение.

При ведении технологического процесса уровень защиты физических барьеров обеспечивается за счет поддержания рабочих параметров АЭС в заданных проектных пределах, при которых барьеры не подвергаются угрозе повреждения. На эффективность уровней защиты существенное влияние оказывает развитость свойств внутренней самозащищенности реакторной установки, то есть свойств, определяющих устойчивость к опасным отклонениям параметров технологического процесса и способность к восстановлению параметров в пределах допустимых значений.

В процессе эксплуатации состояние физических барьеров контролируется прямыми методами (например, визуальный контроль тепловыделяющих сборок перед их загрузкой в активную зону) или косвенными методами (например, измерение активности теплоносителя и воздушной среды в объеме защитной оболочки).

Принцип глубоко эшелонированной защиты распространяется не только на элементы, оборудование и инженерно-технические системы, влияющие на безопасность АЭС, но также на деятельность человека (например, на организацию эксплуатации, административный контроль, подготовку и аттестацию персонала).

Первым защитным барьером является, собственно, сам способ приготовления топлива – спекание двуокиси урана UO_2 в таблетки топливной композиции. Спеченная топливная композиция представляет собой очень прочный, твердый материал, структура которого хорошо удерживает образующиеся продукты деления. Свыше 99,9% от общей их активности сосредоточено именно в топливных таблетках двуокиси урана работающего реактора.

В результате деления и захвата нейтронов в топливе накапливаются радиоактивные продукты, при этом изменяются состав, физико-химические и механические свойства топливной композиции.

Работа ТВЭЛов характеризуется высокими тепловыми нагрузками (примерно 450 Вт/см) и значительными температурными перепадами по поперечному сечению топлива, которые могут составлять несколько сот градусов. Несмотря на то что в процессе деления образуется большое количество радиоактивных продуктов, диоксид урана при нормальных рабочих температурах удерживает более 98% этих продуктов. Около 1 – 2% продуктов, в основном газообразные и летучие – криптон, ксенон и йод, диффундируют в газовый объем между топливной композицией и оболочкой, при этом герметичная оболочка препятствует их выходу в теплоноситель.

Поведение топлива как барьера, удерживающего продукты деления, зависит от температуры и выгорания. При температурах ниже 1000°C диоксид урана удерживает все, даже газовые продукты деления. С ростом температуры и выгорания картина существенно меняется. Продукты деления становятся более подвижными. Этот процесс имеет диффузионную природу, и скорость выхода продуктов деления из топлива определяется законом: $exp(-E/kT)$, где E - энергия активации; T -температура; k - постоянная Больцмана. При температуре выше 1600°C большая доля газов выходит из топлива под оболочку, заметно возрастает также выход йода и других летучих нуклидов. Чтобы топливо выполняло свои «барьерные» функции, важно, чтобы взаимодействие топлива с теплоносителем было минимальным.

Один из важнейших критериев, характеризующих условия работы топливной композиции, – это достижение температуры плавления. Этот параметр особенно важен при быстром повышении мощности, когда температура оболочки повышается еще незначительно. Плавление топлива должно рассматриваться как потеря барьерных функций не только топливом, но и ТВЭЛом в целом.

Вторым защитным барьером на пути выхода радионуклидов является герметическая металлическая оболочка тепловыделяющего элемента (ТВЭЛ). В зазор между топливной композицией и оболочкой ТВЭЛов поступает только часть продуктов деления, в основном газообразных и летучих, а также те из них, которые образовались в поверхностном слое топливной композиции (0,25÷0,5% образовавшихся в топливной композиции). Оболочка ТВЭЛа обеспечивает его целостность, механическую прочность, препятствует попаданию продуктов деления в первый контур. Основное требование к оболочке – обеспечить прочность и герметичность во всем спектре нормальных и аварийных воздействий в течение многолетнего «жизненного цикла» и радиационную стойкость при длительном облучении.

Герметичность оболочек должна сохраняться в течение всего срока работы ТВЭЛа и последующего хранения отработавшего топлива.

Оболочка удерживает поступающие газообразные продукты деления. Если температура топливной композиции не превышает 1200°C, то ее структура при работе реактора не меняется. Но при температурах более 1200°C, структура топливной композиции может изменяться и в этом случае в таблетках топливной композиции двуокиси урана UO_2 образуется зона структурных

изменений, для которой характерен повышенный выход продуктов деления под оболочку ТВЭЛа не только с поверхностного слоя топлива, но и из внутренних его слоев. В том случае, когда второй защитный барьер – оболочка ТВЭЛа – теряет герметичность, в оболочке образуются дефекты (отверстия, трещины, разрывы) радионуклиды поступают в теплоноситель, циркулирующий через активную зону реактора по системе трубопроводов 1-го контура. При достаточно большом дефекте в теплоноситель могут поступать не только газообразные и летучие продукты деления, но и твердые, а в некоторых случаях и топливная композиция, т. е. UO_2 . Продукты деления после того, как они вышли из топливной композиции (из UO_2), еще под оболочкой ТВЭЛа могут химически взаимодействовать друг с другом и с материалом оболочки, образуя различные химические соединения (например, CsI , ZrI и др.), в том числе менее летучие, чем каждый из них в отдельности.

Таким образом процесс потери герметичности оболочки тепловыделяющего элемента можно разделить на две стадии. Первая, когда имеют место микротрещины и из под оболочки выходят только газообразные продукты деления а величина выхода их зависит от температурных нагрузок и вторая, когда дефект становится достаточно большим, чтобы обусловить выход твердых веществ или собственно топливной композиции. Как видно, процесс образования и поступления в теплоноситель продуктов деления – сложный физико-химический процесс, протекающий в несколько этапов: деление ядер горючего (собственно образование продуктов деления), выход их из топливной композиции под оболочку ТВЭЛа и выход из-под оболочки через дефект в ней в теплоноситель. В кипящих реакторах выход продуктов деления в теплоноситель зависит от того, в каком месте ТВЭЛа образовался дефект в оболочке – там, где он охлаждается водой или пароводяной смесью.

На АЭС с реакторами канального типа (РБМК) системы контроля герметичности оболочек (КГО), позволяют своевременно обнаружить возникновение микротрещины ТВЭЛа и выгрузить отдельную дефектную ТВС. На АЭС с корпусными реакторами (ВВЭР) контроль герметичности оболочек ТВЭЛов осуществляется по содержанию продуктов деления в теплоносителе.

Таблица 5.2. Значения удельной активности продуктов деления в теплоносителе АЭС с РБМК-1000

Радионуклид	^{103}Ru	^{106}Ru	^{131}I	^{134}Cs	^{137}Cs	^{141}Ce
Удельная активность, Ки/кг	$4 \cdot 10^{-7}$	$5 \cdot 10^{-9}$	$2 \cdot 10^{-9}$	$2 \cdot 10^{-9}$	$2 \cdot 10^{-9}$	$5 \cdot 10^{-9}$

В соответствии с требованиями Общих положений обеспечения безопасности АЭС (ОПБ-88) допустимое количество ТВЭЛов одновременно эксплуатируемых в активной зоне реактора не должно превышать: ТВЭЛов имеющие газовые неплотности – 1 % и ТВЭЛов с дефектами в оболочках, приводящие к контакту топлива с теплоносителем, когда наблюдается выход твердых продуктов деления – 0,1%. Такой же норматив принят на зарубежных АЭС. При превышении этих пределов реактор должен быть остановлен.

Источником образования радиоактивных веществ на АЭС, кроме ядерной реакции деления, также служит процесс активации. Некоторое пред-

ставление о количества радионуклидов, образующихся в теплоносителе реактора РБМК мощностью 1 Гвт (эл.) в течение года, может дать таблица 5.2.

Теплоноситель и переносимые им примеси, в первую очередь продукты коррозии металла трубопроводов первого контура, попадая в активную зону, подвергаются мощному облучению потоком нейтронов и становятся радиоактивными. Так, если теплоноситель вода, то при захвате нейтрона с испусканием протона ядром ^{16}O образуется радиоактивный изотоп ^{16}N . Кроме того, в воде всегда присутствует воздух, а следовательно, газ аргон, который, активируясь, образует радиоактивный изотоп ^{41}Ar . В воде обычно всегда присутствуют продукты коррозии конструктивных элементов реактора трубопроводов контура. В результате их активации образуются радионуклиды ^{60}Co , ^{59}Fe , ^{56}Mn и др.

В активной зоне реактора есть еще другой источник продуктов деления – это поверхностное загрязнение оболочек ТВЭЛов топливной композиции, которое происходит при их изготовлении. Несмотря на то что поверхность ТВЭЛов подвергается тщательной очистке, малое количество UO_2 (примерно $5 \cdot 10^{-9}$ г/см²) все же остается на оболочке. Это очень маломощный источник продуктов деления, но так как он постоянно находится в прямом контакте с теплоносителем, то не учитывать его нельзя. Именно этот источник определяет присутствие продуктов деления в теплоносителе в начальный период эксплуатации реактора.

Не все радионуклиды имеют одинаковое значение с точки зрения радиационной безопасности и защиты окружающей среды.

Так, изотоп ^{16}N , являясь мощным γ -излучателем, имеет очень малый период полураспада ($T_{1/2} = 7,11$ сек) и не успевает распространиться за пределы АЭС, но его наличие в основном обуславливает необходимость биологической защиты реактора и трубопроводов первого контура при работе на мощности.

Третий защитный барьер – это полностью замкнутая система трубопроводов технологического контура, не допускающая поступления радионуклидов в помещения АЭС. Весьма сложен физико-химический процесс – процесс переноса продуктов деления по технологическому контуру – третьему защитному барьеру на АЭС. Этот процесс может сопровождаться различными химическими превращениями продуктов деления, сорбцией их на микрочастицах продуктов коррозии, осаждением на внутренних поверхностях оборудования и трубопроводов контура. Более того, этот процесс существенно различен на АЭС, работающих по одноконтурной и двухконтурной (трехконтурной) схемам. В первую очередь это различие касается газообразных продуктов деления.

На АЭС, работающих по двухконтурной схеме, например на АЭС с ВВЭР, PWR первый контур замкнут и поступающие в теплоноситель (контурную воду) из дефектных ТВЭЛов продукты деления многократно переносятся им по контуру, и поскольку процесс поступления продуктов деления продолжается непрерывно, то в теплоносителе происходит накопление их. Если какой-либо продукт деления не имел бы радиоактивных предшественников и не образовывал бы дочерних радиоактивных нуклидов, то процесс его накопления продолжался бы до тех пор, пока не установилось бы радио-

активное равновесие, обусловленное его распадом и выведением на фильтрах внутриконтурной очистки, что и определяет убыль его активности в теплоносителе. Кроме того, некоторая доля этого радионуклида участвовала бы в обменном процессе осаждения – смыва на поверхностях оборудования контура. Если бы этот радионуклид был газообразным, то происходило бы его накопление в газовом объеме компенсатора объема, откуда бы он удалялся через системы очистки продувочной воды. Однако большинство продуктов деления – участники цепочек радиоактивных превращений, поэтому при циркуляции с теплоносителем по контуру они претерпевают радиоактивные превращения.

Процесс переноса продуктов деления в технологическом контуре АЭС, работающей по одноконтурной схеме, например с РБМК, т. е. в контуре многократной принудительной циркуляции, который состоит из водяной, паровой и конденсатной частей, выглядит по-другому, ибо этот контур для газообразных продуктов деления разомкнут. Вследствие этого распределение продуктов деления по контуру имеет свои особенности. Удельная (объемная) активность радионуклидов продуктов деления изменяется скачками при переходе от одного участка контура к другому. «Размер» скачка зависит от агрегатного состояния теплоносителя и физико-химических свойств радионуклида. Подавляющая доля газообразных продуктов деления через очень короткий интервал времени после их образования удаляется из теплоносителя.

Действительно, в теплоноситель (воду или пароводяную смесь), пока он движется в пределах активной зоны, из негерметичных ТВЭЛов поступают продукты деления, но когда пароводяная смесь приходит в барабан-сепаратор и разделяется на пар и воду, то удельная (объемная) активность той и другой фазы теплоносителя оказывается сразу же существенно различной, другим оказывается и ее нуклидный состав. Радионуклиды вследствие своей химической природы по-разному растворяются в паре и воде и поэтому некоторые из них движутся по контуру в основном с паром, а другие – с водой. Газообразные продукты деления в основном уносятся с паром, не газообразные – с водой.

При конденсации сработавшего пара в конденсаторах турбин не все радионуклиды и в неравной мере переходят в конденсат, часть их остается в газовой фазе и отсасывается эжекторными насосами. Этот же процесс повторяется в деаэраторах – устройствах, предназначенных специально для дегазации теплоносителя.

Накоплению радиоактивных продуктов в теплоносителе препятствует система постоянной очистки, так называемая система байпасной очистки первого контура. Байпасная специальная система водоочистки (СВО), работает непрерывно. Специальная система водоочистки имеет двойное назначение – выведение примесей, которые могли бы образовывать отложения, и непрерывная дезактивация вод реакторного контура. После исчерпания обменной емкости ионообменных фильтров установок СВО производится их регенерация. В результате периодически получается большое количество радиоактивных вод, т. е. жидких радиоактивных отходов (ЖРО).

Несмотря на работу установок СВО, все же имеют место отложения радиоактивных примесей на отдельных участках контуров, например в ГЦН. Это затрудняет ремонт оборудования АЭС, для производства которого необ-

ходима предварительная дезактивация. Получающиеся при этом отмывочные воды, к числу которых относятся радиоактивные воды опорожнения реактора, низкоактивные трапные воды (в результате внешней обмывки здания и агрегатов) и прачечные воды также являются источником ЖРО.

При нарушениях герметичности задвижек, клапанов, появлении свищей на трубопроводах и т.п. системы первого контура, радиоактивные вещества с протечками могут попасть в помещения АЭС и в результате выхода радионуклидов, загрязнять воздух и образовывать загрязненные радионуклидами трапные воды. В этом случае их выходу в окружающую среду препятствует очередной четвертый защитный барьер.

Четвертый защитный барьер – защитная оболочка, которая является локализирующей системой безопасности особенно в аварийных ситуациях, связанных с потерей теплоносителя первого контура. Для АЭС с блоками РБМК, не имеющих защитной оболочки, такой системой являются герметичные помещения и боксы.

Защитная оболочка (ЗО) оснащена рядом вспомогательных систем. Системы защитной оболочки предназначены для выполнения следующих основных функций: выдерживать повышенное давление внутри защитной оболочки во всем спектре нарушений системы первого контура в авариях с потерей теплоносителя (АПТ); во взаимодействии с системой аварийного охлаждения зоны (САОЗ) ограничивать выделяющуюся при АПТ энергию для предотвращения повышения давления в защитной оболочке сверх проектных пределов; ограничивать выход радиоактивных веществ во время и после АПТ допустимыми пределами; уменьшать давление и температуру в защитной оболочке после АПТ.

САОЗ охлаждает активную зону, а специальные системы (вентиляционные, спринклерные, барботажные) отводят энергию из защитной оболочки (или аккумулируют ее), снижая в ней давление и температуру. В оболочке образуется также водород вследствие термохимических реакций и радиолитического распада воды, поэтому должна быть предусмотрена система контроля состава атмосферы защитной оболочки для предотвращения накопления взрывоопасной смеси в оболочке.

Система защитной оболочки как барьер безопасности должна выполнять свои функции в аварийных условиях с учетом возможных механических, тепловых и химических воздействий, являющихся следствием истечения теплоносителя и расплавления активной зоны. Избыточное давление, на которое ориентируют системы защитной оболочки, составляет несколько сот килопаскалей и зависит от энергии, выделяющейся при аварии, и объема заключенного под оболочкой. Проектный уровень негерметичности защитной оболочки не должен превышать, как правило, 0,1 – 1% объема в сутки.

Давление в защитной оболочке, возникающее после истечения теплоносителя, является одной из основных причин выхода радиоактивных продуктов за пределы этого последнего барьера. Поэтому снижение давления с помощью систем, обеспечивающих конденсацию пара, выделившегося в процессе аварии, или вентиляцию, существенно облегчает удержание радиоактивных продуктов в пределах последнего барьера. Защитная оболочка осна-

щается специальными фильтрами очистки атмосферы внутри ее от йода, цезия и других продуктов

Локализирующие устройства защитной оболочки (клапаны, системы отвода тепла, системы снижения давления) должны обладать достаточной мощностью, производительностью и иметь достаточное резервирование, чтобы выполнить свои функции при несрабатывании или выходе из строя любого активного компонента.

Системы защитной оболочки должны позволять периодически в течение всего срока эксплуатации производить проверку плотности защитной оболочки и надежности функционирования всех систем.

Все газообразные радионуклиды собираются системами вентиляции станции и направляются на специальные установки очистки, и только после очистки до допустимых уровней содержания радионуклидов они могут поступать в окружающую среду.

Загрязненные трапные воды также собираются, очищаются и возвращаются в технологический цикл, или очищенные до нормативно безопасных уровней сбрасываются во внешнюю среду.

Радиоактивные продукты деления и активации могут попасть в окружающую АЭС среду разными путями, с газо-аэрозольными и с жидкими отходами, но источник их один и тот же – основной технологический контур АЭС. Другими источниками радиоактивных отходов являются также газовый контур, контур охлаждения СУЗ на АЭС с блоками РБМК.

В режиме нормальной работы АЭС наиболее радиационно-опасными продуктами деления надо считать радионуклиды Кг и Хе, I, Sr и Cs. В некоторых случаях к числу радиационно значимых радионуклидов продуктов деления следует также относить радионуклиды Ru, Се и некоторые другие. Нельзя также забывать, что в процессе деления ядерного горючего образуется тритий (продукт тройного деления ядер урана) [17].

Глава 6. Обращение с радиоактивными отходами

Стратегическая задача при обращении с РАО независимо от их происхождения – исключение возможности загрязнения окружающей среды радионуклидами, входящими в состав отходов, на весь период их потенциальной опасности.

Техническая политика любого государства предусматривает необходимость комплексного решения проблемы обращения с РАО на действующих, проектируемых и строящихся объектах, начиная с нормирования их обработки и кончая надежной изоляцией от биосферы при соответствующей системе контроля. При обращении с отходами обязательно нужно выполнять существующие нормы и правила по защите населения и охране окружающей среды.

В последующих разделах будут рассмотрены методы переработки газообразных, жидких и твердых РАО, способы их хранения и захоронения.

Радиоактивные отходы (РАО) – неиспользуемые жидкие и твердые вещества или предметы, образующиеся в результате деятельности предприятия, общая активность, удельная активность и радиоактивное загрязнение поверхностей которых превышает уровни, установленные действующими нормативными документами.

Любая деятельность в области обращения с радиоактивными отходами в Украине регулируется Законом Украины «**Об обращении с радиоактивными отходами**». В соответствии с данным Законом обращение с радиоактивными отходами – деятельность, связанная со сбором, переработкой, транспортировкой, хранением и захоронением радиоактивных отходов.

Требования к захоронению РАО изложены (все же в недостаточной степени) в Законе Украины «Об обращении с РАО», НД 306.604-95 «Захоронение радиоактивных отходов в приповерхностных хранилищах», СПОРО-88. Требования к захоронению РАО, изложенные в СПАС-88 и ПРБ-АС-89, требуют пересмотра, поскольку они противоречат нынешнему законодательству Украины.

На настоящее время требования к упаковкам РАО, передаваемым на захоронение, еще находятся в стадии разработки.

Сбор радиоактивных отходов осуществляется силами и средствами предприятия, в котором образуются радиоактивные отходы, отдельно от обычного мусора и строго раздельно с учетом:

- физического состояния (твердые, жидкие);
- происхождения (органические, неорганические, биологические);
- периода полураспада радионуклидов, находящихся в отходах (до 15 суток, более 15 суток);
- взрыво- и огнеопасности (опасные, безопасные).

Система обращения с радиоактивными отходами должна включать в себя сбор отходов, временное их хранение, переработку, удаление и захоронение. Должны быть назначены лица ответственные за сбор и передачу на захоронение радиоактивных отходов в предприятии, которые обязаны вести учет радиоактивных отходов. На каждую партию радиоактивных отходов, передаваемых на захоронение, должен быть оформлен паспорт.

Контейнеры для радиоактивных отходов должны быть типовыми. Размер и конструкция контейнеров определяется типом и количеством радиоактивных отходов, видом и энергией излучений радионуклидов. Внутренние поверхности контейнеров для многократного использования должны плавно сопрягаться, быть гладкими, выполненными из слабо сорбирующего материала, допускающего обработку кислотами и специальными растворами, и иметь достаточную механическую прочность. Контейнеры должны закрываться крышками. Конструкция контейнеров должна быть такой, чтобы была возможна их механизированная погрузка и выгрузка. Мощность дозы излучения на расстоянии 1 метр от сборника с радиоактивными отходами допускается не более 10 мБэр/ч.

Транспортировка, переработка и захоронение радиоактивных отходов производится пунктами захоронения радиоактивных отходов (ПЗРО) или специализированными комбинатами. Хранение РАО играет важную роль обращения с отходами.

Хранение радиоактивных отходов – подразумевает размещение РАО в объекте и в пригодном месте в котором обеспечивается изоляция от окружающей природной среды, физическая защита и радиационный мониторинг, с возможностью последующего извлечения, переработки, транспортировки и захоронения

Захоронение радиоактивных отходов – размещение РАО в объекте, в пригодном месте в постоянном хранилище предназначенное для обращения с РАО без намерения их дальнейшего использования и извлечения их в будущем.

На АЭС хранение жидких и твердых РАО осуществляется соответственно в хранилищах жидких отходов (ХЖО) и хранилищах твердых отходов (ХТО). Хранение РАО может осуществляться как по месту образования РАО, так и по месту переработки и захоронения РАО.

Хранилища радиоактивных отходов сооружают, как правило, на территории АЭС не ближе 500 м от открытых водоемов, при этом местность не должна быть заболоченной и уровень грунтовых вод должен быть низким. Вокруг пункта захоронения предусматривают санитарно-защитную зону

Захоронение РАО во временных ПЗРО, как правило, запрещается. Но в отдельных случаях допускается захоронение РАО во временных могильниках.

Таким примером может быть захоронение РАО в процессе ликвидации последствий аварии на Чернобыльской АЭС в 1986 году. Пункты временной локализации и захоронения РАО (ПВЛРО и ПЗРО) создавались в 1986 – 1987 гг. войсками гражданской обороны при проведении дезактивационных работ вокруг 4-го блока ЧАЭС и прилегающей к нему территории. Эти захоронения сооружались без проектной документации, не имеют достаточных инженерных защитных сооружений и перекрытий, создавались без учета гидрогеологических условий на их территориях. Для каждого ПВЛРО и ПЗРО невозможно выделить собственную санитарно-защитную зону, т.к. вся территория зоны отчуждения попадает под определение, изложенное в ОСП-72/87. Зоны наблюдения в ее дословном понимании здесь не существует вообще. Извлечение РАО из временных могильников зоны отчуждения ЧАЭС, их переработка и захоронение являются актуальной проблемой и в настоящее время и в

будущем. Степень радиационной опасности при сборе, транспортировке, переработке и захоронение радиоактивных отходов зависит от следующих основных факторов:

- величины активности;
- вида и энергии излучения;
- степени токсичности радиоактивных веществ содержащихся в отходах;
- периода полураспада радионуклидов;
- физического состояния отходов (жидкие, твердые);
- вида и состояния тары.

ТРО и ЖРО, содержащие короткоживущие нуклиды с периодом полураспада до 15 суток, выдерживают в течение времени, обеспечивающего снижение активности до безопасных уровней, а затем удаляют как обычный мусор на организованные свалки, а ЖРО – в хозяйственно-бытовую канализацию при обязательном радиационном контроле.

Отработавшее ядерное топливо АЭС, которое не подлежит переработке, после соответствующей выдержки хранится в специальных хранилищах отработанного ядерного топлива (ХОЯТ) оборудованных техническими средствами извлечения топлива из этого хранилища.

На протяжении всего времени хранения или захоронения РАО регулярно осуществляется контроль та их состоянием, радиационной обстановкой в хранилищах и окружающей природной среде.

В необходимых случаях для учреждений устанавливаются допустимые сбросы радиоактивных веществ в поверхностные водоемы.

В хозяйственно-бытовую канализацию допускается сброс радиоактивных сточных вод с концентрацией, превышающей ДК_в для воды не более чем в 10 раз, если обеспечивается их десятикратное разбавление нерадиоактивными сточными водами в коллекторе данного учреждения, а суммарный сброс радиоактивных веществ в водоем не превысит установленного допустимого уровня. При малых количествах жидких радиоактивных отходов (менее 200 л), а также при невозможности их разбавления, отходы должны собираться в специальные емкости для последующего удаления и захоронения.

При удалении сточных вод непосредственно из учреждений или общегородской канализации в открытые водоемы концентрация радиоактивных веществ в сточных водах у места спуска их в водоем не должна превышать допустимой концентрации ДК_в для воды.

Запрещается удаление жидких радиоактивных отходов в поглощающие ямы, колодцы, скважины, на поля орошения, поля фильтрации, в системы подземного орошения.

Проекты действующих АЭС Украины разрабатывались в 70-х годах, когда вопросу обращения с РАО не уделялось должного внимания. Проектными АЭС были предусмотрены контейнеры для обращения с РАО всех групп активности, но реальное воплощение получили только контейнеры и оборудование для высоко- и частично среднеактивных отходов. Разработчики документации и заводы по изготовлению контейнеров находились в России, что и определило отсутствие опыта и готовности украинских заводов к изготовлению контейнеров после распада Союза. В сложившейся ситуации, одним из

первых шагов на пути создания стратегии контейнерного парка Украины, был анализ технологий обращения с твердыми отходами на АЭС, анализ существующего контейнерного парка АЭС, анализ проектируемых на АЭС установок по обращению с РАО, анализ зарубежного опыта по применению различного типа контейнеров и, исходя из этого, оценка потребностей АЭС в различных типах контейнеров.

В отчете Института поддержки эксплуатации АЭС «Требования и рекомендации по выбору первоочередных типов контейнеров для сбора хранения и переработки РАО АЭС Украины», ИПЭ АЭС, НАЭК «Энергоатом», Киев, 2000 г. [17] отмечено, что обращение с РАО, образующимися при эксплуатации АЭС, осуществляется на основе временных разрешений на эксплуатацию энергоблоков АЭС. Приведенные ниже данные по динамике образования и количеству РАО на АЭС Украины взяты из вышеуказанного отчета, как наиболее достоверные. Годовой прирост объемов РАО на АЭС Украины, в среднем, составляет 4-6% для ТРО и 11-13% для ЖРО от проектных объемов хранилищ.

Наиболее неблагоприятная ситуация с ТРО сложилась на Южно-Украинской АЭС (10% свободного объема хранилищ ТРО 1 гр.) и по ЖРО – на Ровенской АЭС (22% свободного объема хранилищ) и если не принимать соответствующих мер эти станции смогут проработать не более 1-2 года.

На АЭС Украины практически отсутствует полный технологический цикл обращения с РАО. Станции очень бедно оснащены установками по переработке РАО.

Состояние обращения с ЖРО на АЭС Украины в большой степени связано с отсутствием полного технологического цикла по переработке ЖРО до получения отверженного продукта. Использование установок глубокого упаривания УГУ-500 на Запорожской и Хмельницкой АЭС не решает проблему переработки ЖРО. На Ровенской АЭС имеется установка битумирования, которая не работает с 1996 г. из-за отсутствия лицензии на ее эксплуатацию.

Что касается переработки ТРО (сжигание, прессование и т.д.) с целью уменьшения объемов ТРО, то только на Запорожской АЭС имеется установка сжигания. Установки прессования имеются только на Южно-Украинской и Запорожской АЭС [17].

Для разрешения этих проблемных вопросов на АЭС Украины проектируется комплексы по обращению с РАО, предусматривающие сортировку отходов по виду дальнейшей переработки; предварительное прессование отходов в бочке; суперпрессование предварительно спрессованных отходов и затаривание в железобетонный контейнер для захоронения; сжигание горючих отходов и отработанных сорбентов; затаривание неперерабатываемых отходов в бочки для установки их в контейнер для захоронения; цементирование кубовых остатков и заливка цементной массой отходов, затаренных в железобетонный контейнер для захоронения [120]. Более подробно проектируемых комплексах по обращению с РАО на АЭС Украины сказано нижеследующих главах книги.

В результате проведенных исследований Институтом поддержки АЭС, НАЭК «Энергоатом» и дальнейшего изучения и анализа данных по образованию радиоактивных отходов и заполнению хранилищ РАО выявилась сле-

дующая ситуация по динамике заполнения хранилищ ЖРО и ТРО на АЭС Украины.

На Ровенской АЭС дальнейшее уменьшение свободного объема в хранилищах ЖРО (менее 20 %) ставит под сомнение возможность эксплуатации АЭС через 1-3 года, если не будут введены в действие установки по переработке ЖРО в соответствии с программой обращения с РАО. Для обеспечения надежного финансирования по вводу установок по переработке ЖРО необходимо их ввести в пусковой комплекс блока №4.

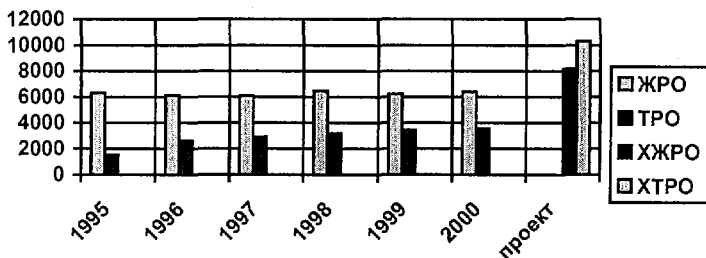


Рис. 6.1. Динамика заполнения хранилищ ТРО и ЖРО на Ровенской АЭС [17].

Таблица 6.1. Заполнения хранилищ ЖРО и ТРО на Ровенской АЭС (за 1995 - 2000 гг.) [17]

Годы эксплуатации	1995	1996	1997	1998	1999	2000 6 мес.	Проектный объем, м³	Свободный объем, м³/%
Заполнение ХЖРО, м³	6302	6118	6091	6454	6214	6390	8180	1871 / 22,8
Заполнение ХТРО, м³	1517	2616	2918	3195	3457	3560	10310	6749 / 65,5

На Ровенской АЭС имеется достаточный запас свободных объемов в хранилищах ТРО (около 65%), которые при сохранении темпов загрузки хранилищ ТРО будут заполнены за 5-10 лет (рис. 6.1, таблица 6.1). Запас свободных объемов ХТРО позволяет в течение нескольких лет ввести в эксплуатацию установки по переработке ТРО согласно программе обращения с РАО.

На Ровенской АЭС в рамках достройки блока № 4 планируется создание комплекса по переработке РАО, который будет включать установки по переработке ТРО и ЖРО.

Комплекс предусматривает сортировку отходов по виду дальнейшей переработки; предварительное прессование отходов в бочках; затаривание неперабатываемых отходов в бочки для временного хранения в хранилище; обезвоживание и сушка отработанных сорбентов и затаривание их в бочки для временного хранения в хранилище; глубокое упаривание кубового остатка и хранение полученного солевого плава в бочках-контейнерах; затаривание сжигаемых отходов в бочки для временного хранения в хранилище [117].

На Чернобыльской АЭС объемы хранилищ ЖРО заполнены почти на 50%. Это связано с отсутствием установок для переработки ЖРО.

На Чернобыльской АЭС поддерживается уровень свободных объемов хранилищ ТРО на уровне 40% за счет вывоза ТРО I и II групп в пункт захоро-

нения РАО «Буряковка» в зоне отчуждения, т.к. установки по переработке ТРО в настоящее время на ЧАЭС отсутствуют (рис. 6.2, таблица 6.2) [17].

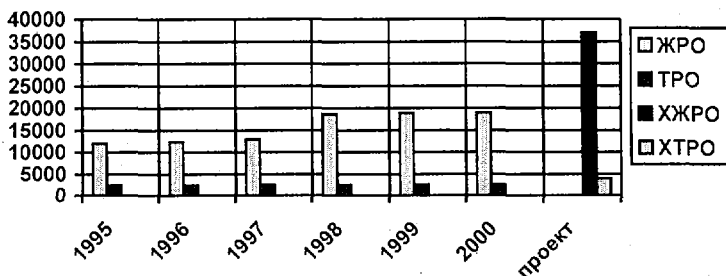


Рис. 6.2. Динамика заполнения хранилищ ТРО и ЖРО на Чернобыльской АЭС [17].

Таблица 6.2. Динамика заполнения хранилищ ЖРО и ТРО на Чернобыльской АЭС (за 1995 - 2000 гг.) [17]

Годы эксплуатации	1995	1996	1997	1998	1999	2000 6 мес.	Проектный объем, м³	Свободный объем, м³/%
Заполнение ХЖРО, м³	11950	12354	12982	12982	18838	18898	37000	18162/49
Заполнение ХТРО, м³	1494	2373	2413	2413	2485	2490	3976	1491/38

На Чернобыльской АЭС планируется строительство промышленного комплекса по обращению с ТРО (ПКОТРО) (по программе TАСIS) и начато строительство завода по переработке ЖРО (ЗПЖРО) согласно соглашению между странами большой семерки G-7, Европейским банком реконструкции и развития, Правительством Украины и Чернобыльской АЭС. В настоящее время получены лицензии на строительство комплексов: ЗПЖРО – «Белгатом» и ПКОТРО – «НУКЕМ».

Комплекс ЗПЖРО предусматривает извлечение жидких отходов из емкостей хранилищ ЖРО; упаривание кубовых остатков; цементирование упаренных кубовых остатков и извлеченных отработанных сорбентов и затаривание продукта в 200-литровые бочки; установку бочек с отвержденными ЖРО в железобетонный контейнер типа КЗНП-2,1; транспортировку контейнеров с бочками в хранилища «Вектор»;

Комплекс ПКОТРО предусматривает извлечение твердых РАО из существующего и заполненного в 1986 году хранилища твердых РАО на площадке ЧАЭС; сортировку твердых РАО по активности, по способам дальнейшей переработки, по способу захоронения (долго- и короткоживущие); прессование прессуемых ТРО; сжигание жидких горючих и твердых РАО; затаривание переработанных РАО в 200-литровые бочки; установку бочек в контейнеры типа КНПУ-10,5 или КЗНП-2,1; цементирование бочек с ТРО в контейнере; транспортировку контейнеров в хранилища на площадке «Вектор»; затаривание высокоактивных и долгоживущих низко- и среднеактивных отходов в защитно-герметичные контейнеры; транспортировку контейнеров во временное хранилище [125, 126].

Начато строительство «сухого» хранилища отработавшего ядерного топлива ХОЯТ-2. Основанием для начала работ по проведению проекта являются: Меморандум о взаимопонимании между правительствами стран «Большой семерки», Комиссией Европейского Сообщества и Правительством Украины о закрытии Чернобыльской АЭС» от 20 декабря 1995 года, Соглашение о Гранте (Проект ядерной безопасности Чернобыльской АЭС) между Европейским банком реконструкции и развития, Правительством Украины и Чернобыльской атомной электростанцией» от 12 ноября 1996 года (ратифицировано Законом Украины «Про ратифікацію Угоди про грант ...» от 18 марта 1997 года № 147/97-ВР), Контракт между Национальной атомной энергогенерирующей компанией «Энергоатом» и консорциумом во главе с фирмой FRAMATOME, в который также входят фирмы CAMPENON BERNARD и BOUYGUES, от 07 июля 1999 года № С-2/2/033 на сооружение ХОЯТ-2 на условиях «под ключ».

На Южно-Украинской АЭС удается до настоящего времени стабилизировать годовые объемы ЖРО и поддерживать свободный объем в хранилищах ЖРО на уровне 35 – 40%. Учитывая отсутствие на станции установок по переработке ЖРО, можно спрогнозировать, что переработка поступающих трапных вод и дополнительная переработка ЖРО из емкостей хранилищ только системами СВО в ближайшем будущем приведет к сокращению свободных объемов хранилищ ЖРО до опасных пределов (менее 20%).

Заполнение хранилищ ТРО превысило 90%. Дальнейшее уменьшение свободного объема в хранилищах ТРО (менее 10%) ставит под сомнение возможность эксплуатации АЭС через 1-2 года, если не будет введено в эксплуатацию ХТРО II очереди и не будут введены в действие установки по переработке ТРО согласно программы обращения с РАО (рис. 6.3, таблица 6.3).

На Южно-Украинской АЭС планируется введение в действие комплекса по переработке ЖРО, на котором будет осуществляться очистка ЖРО от радионуклидов на селективных сорбентах, концентрированно их до состояния солевого плава и отверждение ионоселективных сорбентов. Необходимо в ближайшее время реализовать часть проекта по извлечению радионуклидов из хранилища ЖРО (проект КПЖРО) – смонтировать и ввести в эксплуатацию установку глубокого упаривания.

Для улучшения переработки ТРО на Южно-Украинской АЭС планируется создание комплекса по переработке ТРО на базе оборудования фирмы NUKEM.

Фирмой NUKEM (Германия) проектируется комплекс предусматривающий сортировку отходов по виду дальнейшей переработки; предварительное прессование отходов в бочке; суперпрессование предварительно спрессованных отходов и затаривание в бочки для временного хранения в хранилище; сжигание горючих отходов; затаривание полученной в процессе сжигания золы в бочки для временного хранения в хранилище; затаривание неперерабатываемых отходов в бочки для временного хранения в хранилище; обезвоживание отработанных сорбентов и затаривание их в бочки для временного хранения в хранилище; глубокое упаривание кубового остатка и хранение полученного солевого плава в бочках-контейнерах, системы измерения активности бочек и внутреннего транспорта [121].

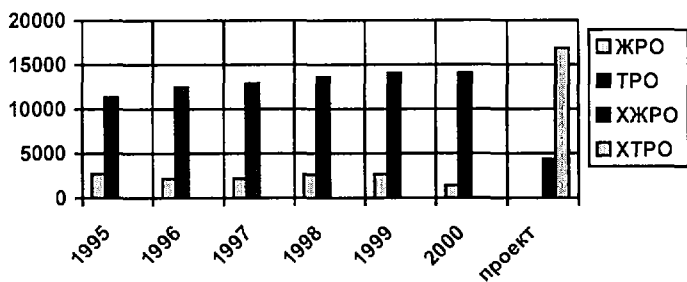


Рис. 6.3. Динамика заполнения хранилищ ТРО и ЖРО на Южно-Украинской АЭС [17].

Таблица 6.3. Заполнение хранилищ ЖРО и ТРО на Южно-Украинской АЭС (за 1995 - 2000 гг.) [17]

Годы эксплуатации	1995	1996	1997	1998	1999	2000 6 месяцев	Проектн. объем, м³	Свободный объем, м³/%
Заполнение ХЖРО, м³	2731	2142	2150	2659	2696	2943	4351	1408 / 32
Заполнение ХТРО, м³	11234	12455	12828	13564	14082	14049	16825	2777 / 16,5

Существующие и планируемые установки по обращению с РАО на Южно-Украинской АЭС показаны в таблице 10. 2 [17].

На Хмельницкой АЭС годовые объемы ЖРО стабилизировались в 1997-1999 г.г. Дальнейшее уменьшение годовых объемов ЖРО требует введения в действие программы минимизации РАО и других мероприятий согласно программе обращения с РАО.

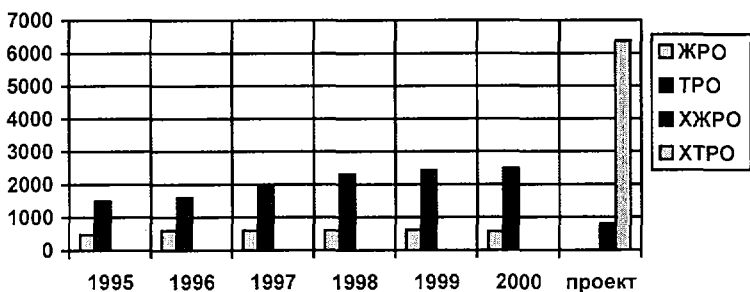


Рис. 6.4. Динамика заполнения хранилищ ТРО и ЖРО на Хмельницкой АЭС [17].

Свободный объем хранилищ ЖРО приближается к 20%, что через 2-3 года может создать проблему эксплуатации Хмельницкой АЭС, если не будут введены в действие дополнительные установки переработки ЖРО (рис. 6. 4, таблица 6.4).

На Хмельницкой АЭС запас свободных объемов для хранения ТРО (около 60%) дает возможность в течение нескольких последующих лет реали-

зывать программу минимизации образования РАО и ввести в действие комплекс переработки ТРО [17].

Таблица 6.4. Динамика заполнения хранилищ ЖРО и ТРО на Хмельницкой АЭС (за 1995 - 2000 гг.) [17]

Годы эксплуатации	1995	1996	1997	1998	1999	2000 6 месяцев	Проектн. объем, м ³	Свободный объем, м ³ /%
Заполнение ХЖРО, м ³	486	609	605	606	626	574,8	800	225 / 39,2
Заполнение ХТРО, м ³	1494	1606	1955	2309	2427	2484	6371	3887 / 61

На Хмельницкой АЭС в рамках достройки блока № 2 планируется создание комплекса по переработке РАО, который будет включать отверждение ЖРО и переработку ТРО с целью уменьшения их объема.

На Запорожской АЭС с 1996г. наметилась тенденция постоянного уменьшения объемов образующихся ЖРО.

Заполнение хранилищ ЖРО на уровне около 60% (1995 – 1997г.) в 1998г. увеличилось почти на 10% и приблизилось к 70%.

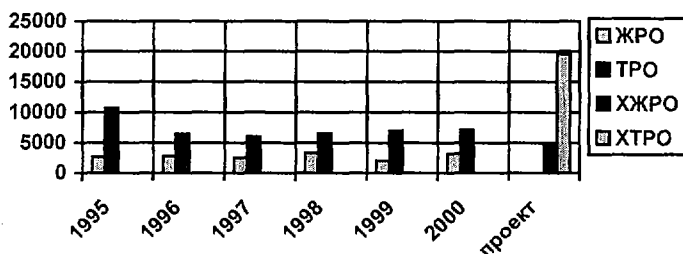


Рис. 6.5. Динамика заполнения хранилищ ТРО и ЖРО на Запорожской АЭС [17].

Повышение уровня заполнения хранилищ связано с отсутствием в данном году необходимого количеством бочек для затаривания солевого плава и ремонтами УГУ-500. В 1999 г. при стабильной работе УГУ-500 и наличии бочек для солевого плава уровень заполнения достиг наименьшей величины за последние 5 лет (рис. 6. 5, таблица 6.5).

На Запорожской АЭС за счет сортировки ТРО и работы установок по переработке ТРО (установки сжигания и прессования) свободный объем ХТРО стабилизировался на уровне около 65% .

Таблица 6.5. Динамика заполнения хранилищ ЖРО и ТРО на Запорожской АЭС (за 1995 - 2000 г.г.) [17]

Годы эксплуатации	1995	1996	1997	1998	1999	2000 6 месяцев	Проектн. объем, м ³	Свободный объем, м ³ /%
Заполнение ХЖРО, м ³	2600	2806	2525	3335	2060	3190	4800	1610/ 33,5
Заполнение ХТРО, м ³	10731	6483	6012	6528	6974	7116	19522	12406 / 63,5

Таблица 6.6. Действующие и планируемые установки по обращению с РАО на АЭС Украины

Южно-Украинская АЭС	
Существующие установки	
ЖРО	ТРО
1.БОР - 100 (нелицензирована).	1. Установка прессования С-26, средний коэффиц. уменьшения объема – 2,3 (нелицензирована).
Планируемые установки	
ЖРО	ТРО
<p>1. Комплекс переработки ЖРО (КПЖРО):</p> <ul style="list-style-type: none"> - монжюсы исходного раствора; - блок очистки от радионуклидов с касетным фильтром (БОР); - монжюсы очищенного раствора; - блок прямоточных испарителей; - блок циклона-сепаратора с конденсатором; - узел фасовки солевого плава; - бак организованных протечек с насосами; - бак конденсата греющего пара с насосами; - охладитель конденсата греющего пара; - система пневматического регулирования подачи раствора; - система технологического контроля и управления; - вспомогательное и подъемно-транспортное - система технологического контроля и управления - вспомогательное и подъемно-транспортное оборудование; - мерник реагентов, фильтр «Фартос», холодильник для охлаждения проб конденсата греющего пара; 	<p>Комплекс переработки ТРАО, NUKEM, I-ая очередь:</p> <ul style="list-style-type: none"> - установка сортировки с подпрессовкой ТРО; - установка суперпрессования (пресс 2000 т) ТРО; - установка сушки ТРО; - устройства внутреннего транспорта; - система измерения активности бочек с РАО <p>II-ая очередь:</p> <ul style="list-style-type: none"> - установка сжигания ТРО и сжигаемых ЖРО в комплекте с очисткой дымовых газов; - система эмиссионного контроля; - установка плавления радиоактивной пыли; - создание участка ремонта теплоизоляции. <p>Изготовление контейнеров для:</p> <ul style="list-style-type: none"> - хранения кондиционированных РАО; - для прессования ТРО; - для прессования фильтр - патронов; - цементирования фильтр - патронов;
Хмельницкая АЭС	
Существующие установки	
ЖРО	ТРО
<p>1. Установка сжигания радиоактивного масла (лицензируется).</p> <p>2. УГУ-500.</p> <p>3. Железобетонные контейнеры (100 шт.), Болгария, вместимость 12 шт. КРО-200.</p>	
Планируемые установки	
ЖРО	ТРО
<p>1. Установка концентрирования NUKEM.</p> <p>2. Установка цементирования.</p> <p>3. Установка очистки трапных вод (по программе TESIS).</p>	<p>Комплекс по переработке РАО, NUKEM:</p> <ul style="list-style-type: none"> - установки сортировки. - установки прессования. - внутренний транспорт. - установка сжигания, в т.ч. система эмиссионного контроля. - система измерения активности бочек. - установка сушки ТРО. - установка извлечения ТРО.
Ровенская АЭС	
Существующие установки	
ЖРО	ТРО

Установка битумирования (лицензируется).	
Планируемые установки	
ЖРО	ТРО
1. Установка изъятия ионообменной смолы и шламов. 2. Установка обезвоживания и сушки смолы и шламов. 3. Установка внутреннего транспорта 4. Установка растворения солей и изъятия кубовых остатков. 5. Система измерения активности бочек 6. Установка глубокого упаривания – две УГУ 500. 7. Установка очистки радиоактивных масел	1. Установка изъятия ТРО из хранилищ. 2. Установки сортировки ТРО с подпрессовкой. 3. Установки сушки ТРО. 4. Система спецгазоочистки ХТРО. 5. Система спецканализации ХТРО.
Чернобыльская АЭС	
Существующие установки	
ЖРО	ТРО
Две цепочки трехкорпусных выпарных аппаратов и два доупаривателя (I-ая очередь). 2. Три цепочки однокорпусных выпарных аппаратов (II -ая очередь).	
Планируемые установки	
ЖРО	ТРО
1. Завод по переработке жидких радиоактивных отходов (ЗПЖРО);	1. Промышленный комплекс по обращению с твердыми радиоактивными отходами (ПКОТРО). 2. «Сухое» хранилище отработавшего ядерного топлива (ХОЯТ - 2).
Запорожская АЭС	
Существующие установки	
ЖРО	ТРО
1 УГУ-500 (работает) 2. УГУ-500 (лицензируется)	1. Установка сжигания РАО 2. Установка прессования ВНР- 500 (средний коэффициент уменьшения объема - 5 раз)
Планируемые установки	
ЖРО	ТРО
	1. Установка извлечения ТРО из емкостей ХТРО. 2. Установка сортировки. 3. Установка переплавки теплоизоляции.

Необходимо подчеркнуть, что на сегодняшний день не существует ни экономических, ни нормативных рычагов, которые бы стимулировали АЭС работать в направлении существенного уменьшения как образования РАО, так и последующего уменьшения их объемов. Причины этого следующие:

1. АЭС несут ответственность только за производство электроэнергии и не несут ответственности за количество образуемых РАО;

2. АЭС разрешено накапливать РАО на своих площадках без технологической обработки на весь период эксплуатации.

Как видно из вышеизложенного, в течение последних лет на АЭС сохраняется напряженная обстановка с хранением и переработкой РАО, их ко-

личество постоянно растет. Так на некоторых АЭС годовое поступление твердых радиоактивных отходов (ТРО) на сортировку и хранение достигает 500 м³. Ячейки хранилищ заполнены на 1/2 - 2/3 своего объема.

Сортировка ТРО на АЭС производится вручную, при этом не всегда возможно обеспечить безопасное проведение работ. В странах СНГ оборудование по комплексной переработке ТРО не производится.

К сожалению, принятая еще в СССР концепция обращения с РАО разрешала их длительное хранение (и даже захоронение) навалом без сортировки в хранилищах. Такая практика, помимо того, что может привести к останову энергоблоков по требованию надзорных органов вследствие переполнения хранилищ, не соответствует одному из основных принципов обращения с радиоактивными материалами – не переложением бремени на плечи будущих поколений.

Законом Украины «Об обращении с радиоактивными отходами» все виды деятельности, связанные со сбором, переработкой, перевозкой, хранением и захоронением радиоактивных отходов, отнесены к сфере обращения с радиоактивными отходами.

Отношения, возникающие при этом, имеют комплексный характер. Среди них можно выделить гражданско-правовые отношения собственности, договорные (договора хранения, перевозки), финансовые (финансирование обращения с отходами), экологические (защита окружающей природной среды и радиационного воздействия на период, в течение которого радиоактивные отходы представляют собой потенциальную угрозу) и т.п. [18].

В качестве основных принципов государственной политики в сфере обращения с радиоактивными отходами можно назвать:

- приоритет защиты жизни и здоровья персонала и населения, окружающей природной среды от воздействия радиоактивных отходов;
- разграничение функций государственного контроля и управления в сфере обращения с радиоактивными отходами;
- разграничение государственного управления в сфере использования ядерной энергии и в сфере обращения с радиоактивными отходами;
- реализация государственной политики в сфере обращения с радиоактивными отходами путем разработки и реализации долгосрочной государственной программы обращения с радиоактивными отходами, которая подлежит пересмотру и утверждению каждые три года;
- недопущение неконтролируемого накопления радиоактивных отходов;
- принятие решений о размещении новых хранилищ радиоактивных отходов с участием граждан, их объединений, а также местных органов государственной исполнительной власти и органов местного самоуправления;
- гарантирование надежной изоляции радиоактивных отходов от окружающей природной среды при обосновании безопасности хранилищ радиоактивных отходов;
- хранение радиоактивных отходов у производителей отходов ограниченное время с последующей передачей специализированным предприятиям по обращению с радиоактивными отходами;

– ответственность производителей радиоактивных отходов за безопасность при обращении с ними до передачи их специализированным предприятиям по обращению с радиоактивными отходами;

– запрещение проведения работ по захоронению радиоактивных отходов юридическим и физическим лицам, в результате деятельности которых образуются радиоактивные отходы, и которые поставляют или используют радиоактивные вещества, эксплуатируют ядерные установки;

– захоронение и долговременное хранение радиоактивных отходов осуществляется за счет производителей отходов и пр.

Одним из первоочередных вопросов функционирования единой государственной системы обращения с радиоактивными отходами является обеспечение надежного и стабильного финансирования. Законом Украины «Об обращении с радиоактивными отходами» в статье 4 предусмотрено создание специального Государственного фонда обращения с радиоактивными отходами. Основной задачей функционирования которого является финансирование Государственной программы обращения с радиоактивными отходами. Фонд должен формироваться за счет целевых отчислений предприятий, учреждений и организаций, производящих такие отходы.

Одними из основных производителей радиоактивных отходов являются атомные электростанции. Поэтому затраты на обеспечение хранения отработанного ядерного топлива, переработку и захоронение радиоактивных отходов статьей 33 Закона Украины «Об использовании ядерной энергии и радиационной безопасности» предусмотрено относить на себестоимость произведенной на АЭС электроэнергии. Учитывая то, что энергоблоки АЭС имеют определенный срок проектной эксплуатации (обычно 30 лет), начало отчислений в такой фонд должно начаться задолго до окончания срока эксплуатации энергоблоков АЭС.

Законом оговорено, что работы по обращению с радиоактивными отходами, образовавшимися в результате Чернобыльской катастрофы, финансируются государством. Объект «Укрытие» как сооружение, возникшее в результате ликвидации последствий этой катастрофы содержащее радиоактивные отходы и топливосодержащие массы, также финансируется государством.

Как уже отмечалось, все отходы должны своевременно собираться и помещаться в хранилища определенных типов. Следовательно, необходимо постоянно иметь резервы объемов хранилищ для всех категорий отходов. С этой целью законодательством предусмотрено создание государственной системы учета радиоактивных отходов, которая включает в себя Государственный реестр радиоактивных отходов и Государственный кадастр хранилищ радиоактивных отходов и мест их временного хранения. Ведение такого учета позволяет исключить возможность неконтролируемого накопления радиоактивных отходов, обеспечить контроль за их перемещением, местами и условиями хранения или захоронения.

Глава 7. Контейнеры для радиоактивных отходов

В данной главе выполнена попытка проведения анализа и обобщения опыта отечественной и мировой практики по использованию контейнеров при обращении с радиоактивными отходами, а также попытка выработки стратегии создания контейнерного парка, в первую очередь, для АЭС и центрального предприятия по переработке РАО Украины.

Проекты действующих АЭС Украины разрабатывались в 70-х годах, когда вопросу обращения с РАО не уделялось должного внимания. Проектами АЭС были предусмотрены контейнеры для обращения с РАО всех групп активности, но реальное воплощение получили только контейнеры и оборудование для высоко- и частично среднеактивных отходов. Разработчики документации и заводы по изготовлению контейнеров находились в России, что и определило отсутствие опыта и готовности украинских заводов к изготовлению контейнеров после распада СССР. В сложившейся ситуации, одним из первых шагов на пути создания стратегии контейнерного парка Украины, был анализ технологий обращения с твердыми отходами на АЭС, анализ существующего контейнерного парка АЭС, анализ проектируемых на АЭС установок по обращению с РАО, анализ зарубежного опыта по применению различного типа контейнеров и, исходя из этого, оценка потребностей АЭС в различных типах контейнеров.

Контейнер является элементом общей системы безопасности и одним из основных барьеров, предотвращающих распространение радионуклидов и выполняет ключевую роль в обеспечении безопасности на всех стадиях системы обращения с РАО: от сбора необработанных отходов, перевозки, сортировки, хранения, переработки до их захоронения в приповерхностных хранилищах или в глубоких геологических формациях. Он должен обеспечивать безопасность в течение времени, заданного проектом.

Условно контейнеры для РАО можно разделить на следующие группы: по радиационно-защитным характеристикам контейнеров при перевозке, по назначению, по весовым и габаритным характеристикам, по материалам контейнера и технологии их изготовления.

В настоящее время большое количество контейнеров для радиоактивных материалов используется с разнообразными целями:

- транспортировка ядерного топлива,
- для радиоактивных изотопов, используемых в медицине,
- транспортировка, хранение и захоронение РАО

Контейнеры и/или упаковки, в зависимости от их назначения, должны соответствовать различным требованиям (таблица 7.1), например:

- контейнер для транспортировки должен легко освобождаться от отходов;
- контейнер для хранения должен соответствовать требованиям экономичности при размещении в хранилище;
- контейнер для захоронения должен надежно сохранять отходы (например, не быть подверженным коррозии) в течение периода времени, необходимого для распада.

Это не означает, что контейнер не может быть использован сразу по нескольким назначениям, если контейнер многофункционален, это дает много преимуществ.

Во время перевозки контейнер рассматривается как составная часть транспортного упаковочного комплекта (ТУК). Роль контейнера в ТУК-е будет изменяться в зависимости от природы РАО. Это также зависит от того, нужна ли дополнительная упаковка. Например, сам контейнер с САО может не выполнять всех требований по радиационной защите и ему, следовательно, требуется дополнительная защита.

Таблица 7.1. Защитные и незащитные контейнеры для РАО.

Тип контейнера	Преимущества	Недостатки
<p>Защитный контейнер: Изготовление и конструкция нацелены на обеспечение радиационной защиты. Часто проектируется также как транспортный контейнер (для того, чтобы не использовать дополнительные контейнеры для транспортировки), в противном случае возникает необходимость в дополнительных транспортных контейнерах</p>	<p>Позволяет производить временное хранение НСА ДЖО в хранилищах со сравнительно невысокой степенью защиты; для операций с контейнером требуется стандартное оборудование.</p>	<p>В случае загрязнения нужны дорогостоящие работы по дезактивации. Стоимость относительно высокая; Вес контейнеров может повлиять в сторону увеличения на стоимость оборудования.</p>
<p>Незащитный контейнер: Конструкция и производство не предусматривают высокой степени защиты. Спроектированы варианты с учетом требований транспортировки и без таковых. Если контейнер проектируется как нетранспортный, это должно быть отражено в технических условиях</p>	<p>В случае загрязнения может быть упакован во вторичную оболочку. Возможность загрязнения такого контейнера сведена к минимуму, что упрощает его многогранное использование. Стоимость и вес контейнера являются относительно невысокими;</p>	<p>Для хранения таких контейнеров необходимо здание с мощной защитой; Для операций с такими контейнерами и контроля за ними необходимо стационарно управляемое оборудование; Относительно высокая стоимость транспортных контейнеров</p>

При разработке контейнера должны приниматься во внимание различные способы перевозки (автомобильный, железнодорожный, водный или воздушный). Наиболее важные требования к контейнерам, выдвигаемые из условий перевозки, связаны с безопасностью и радиологической защитой, сохранением целостности в случае аварий. Таким образом, упаковка должна соответствовать требованиям национальных НД по устойчивости при падении, утечкам, выщелачиванию, быть водонепроницаемой и пожароустойчивой.

Требования при перевозке включают допустимые уровни мощности эквивалентной дозы облучения (от 0,5 мбэр/час до 1 бэр/час на поверхности ТУК в зависимости от категории), допустимое по НРБУ-97 внешнее поверхностное загрязнение и максимально допустимую перевозимую активность радионуклидов. Они также включают требования, связанные с обращением с контейнером, использованием подъемных механизмов и складированием контейнеров в штабеля.

Перевозка – это вид обращения с РАО в наибольшей степени обеспеченный нормативными документами. Порядок перевозки; права и обязанности грузоотправителя, перевозчика и грузополучателя; требования к упаковкам и транспортным средствам; виды и порядок проведения испытаний; предотвращение и меры ликвидации радиационных аварий достаточно полно отражены в законах Украины «Об использовании ядерной энергии и радиационной безопасности», «Об обращении с РАО», в ПБТРВ-73 «Правилах безопасной транспортировки радиоактивных веществ», НП 306.5.06/2.008-98 «Порядке выдачи сертификатов безопасности при перевозке радиоактивных материалов», многочисленных публикациях МАГАТЭ. Отметим, что в Украине в свое время готовилось прямое внедрение стандарта МАГАТЭ по перевозкам радиоактивных материалов (ST-1). Согласно ПБТРВ-73 в зависимости от механической прочности и термостойкости транспортные упаковочные комплекты делятся на два основных типа.

Таблица 7.2. Радиационные характеристики контейнера при перевозке

Транспортная категория	Мощность дозы на поверхности контейнера.	Мощность дозы расстоянии в 1 м от наружной поверхности.	Этикетка транспортной категории
I категории	до 0.5 мбэр/ч		Белая
II категории	до 50 мбэр/ч	до 1 мбэр/ч	Желтая
III категории	до 200 мбэр/ч	до 10 мбэр/ч	Желтая
IV категории	до 1000 мбэр/ч	до 50 мбэр/ч	Желтая

Тип А – комплекты с регламентированной механической прочностью, исключаяющие потерю или рассеяние радиоактивного вещества и обеспечивающие эффективность защиты от излучений при возможных авариях в момент перевозки, не сопровождающихся температурными воздействиями.

Комплект *типа А* должен сохранять герметичность и защитные свойства от ионизирующих излучений (согласно требованиям соответствующих ТУ и ГОСТ) после проведения испытаний на сохранность герметичности и защитных свойств в условиях малой аварии.

Тип В – комплекты с повышенной механической прочностью и термостойкостью, исключаяющие потерю или рассеяние радиоактивного вещества и обеспечивающие эффективность защиты от излучений при возможных авариях в момент перевозки, сопровождающихся температурными воздействиями.

Упаковочный комплект *типа В* должен сохранять герметичность и защитные свойства от ионизирующих излучений (согласно требованиям соответствующих ТУ и ГОСТов) после проведения испытаний на сохранность герметичности и защитных свойств в условиях малой и серьезной аварий. Контейнеры при перевозке должны обеспечивать мощность дозы на поверхности и расстоянии в 1 м в пределах, указанных таблице 7.2.

ПБТРВ-73 регламентируют также предельно допустимую активность радиоактивных веществ, помещаемых для перевозки в упаковочный комплект типа А и предельно допустимую активность радиоактивных веществ, на которую не распространяются требования данных правил. Например, согласно ПБТРВ-73 для радиоактивного вещества не особого вида (которым и является

РАО) предельно допустимая активность по цезию-137 составляет 9 Кюри (согласно ST-1 – 10 Кюри).

В западных странах требования к транспортным упаковкам установлены таким образом, чтобы соответствовать существующей правовой базе, которая принята в сфере ядерных технологий, включая обращение с радиоактивными отходами и транспортировку опасных грузов.

Исходя из этих требований, подготавливаются технические условия для контейнеров (и дополнительного оборудования, если это необходимо), осуществляется их проектирование, испытания и утверждение ответственными за это органами и стандартизация в соответствии с требованиями к упаковке.

Эти специфицированные упаковки используются для транспортировки вне объектов.

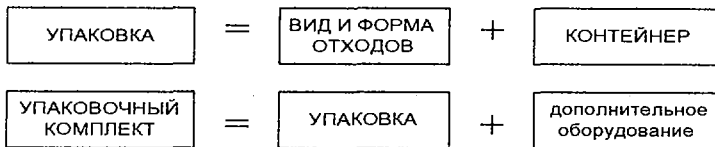
Правила МАГАТЭ для безопасной транспортировки радиоактивных материалов предлагают к использованию следующие типы упаковок:

- не стандартизированная упаковка;
- промышленная упаковка тип 1 (Тип IP-1);
- промышленная упаковка тип 2 (Тип IP-2);
- промышленная упаковка тип 3 (Тип IP-3);
- упаковка типа А;
- упаковка типа В (для внутригосударственных перевозок);
- упаковка типа В (для международных перевозок);
- упаковка типа С.

Термины упаковка отходов, упаковка и контейнер для РАО широко используются в технической документации, поэтому их значение должно правильно пониматься. С этой целью ниже приведены определения МАГАТЭ для этих терминов:

Контейнер – емкость, в которую помещают РАО (например, для захоронения).

Упаковка – упаковочный комплект с радиоактивными материалами (например, для транспортировки).



Упаковочный комплект – совокупность компонентов, необходимых для полного заключения радиоактивных материалов в оболочку. Он может, в частности, состоять из одного или нескольких сосудов, адсорбирующих материалов для наполнения, разгрузки, вентиляции и ослабления давления, приспособлений для охлаждения, амортизаторов, строповых устройств, термоизоляции и дополнительных приспособлений, входящих в упаковку. Упаковочный комплект может быть прямоугольным, цилиндрическим или любой другой формы сосудом.

Количество и качество барьеров в хранилище должно определяться соотношением стоимости барьеров в хранилище и повышением надежности захоронения при безусловном обеспечении безопасности (принцип *ALARA* –

as low as reasonably achievable – т.е. настолько низких, насколько это приемлемо и целесообразно с учетом социальных и экономических факторов).

Контейнер должен иметь оптимальное соотношение между защитными свойствами, полезным объемом, массой контейнера и стоимостью. Срок жизни контейнера должен соответствовать необходимой длительности контролируемого хранения или захоронения. Уровень и сроки периодического контроля безопасности хранения отходов выбираются по соотношению стоимости контроля и уровня риска возникновения аварийной ситуации.

Разработка и изготовление конструкций контейнеров должно проводиться на основе лицензий и производиться на аттестованном производстве. Контейнер должен пройти необходимые испытания и иметь технические условия, регламентирующие сферу его применения и согласованные с регулирующими органами.

Уровень первичной сортировки и классификации РАО является одним из определяющих факторов стоимости переработки, контейнеризации и захоронения РАО. При этом РАО должны быть подготовлены к хранению или захоронению в контейнерах, а уровень кондиционирования РАО должен быть оптимальным между стоимостью кондиционирования, уменьшением объема РАО и «надежностью» захоронения [17].

Вся система обращения с РАО, в том числе и контейнеризация, должна иметь программу обеспечения и контроля качества. Программы обеспечения качества должны быть созданы для проектирования, изготовления, испытаний, документирования, технического обслуживания и проверки контейнеров и упаковок.

Материалы, составные части и процессы, на которые распространяются программы обеспечения качества, должны быть идентифицированы и соответствовать методам или уровням контроля, используемых на АЭС. Программы должны предполагать, что действия, влияющие на качество, обеспечены технологическими процессами, инструкциями и чертежами. Они должны состоять из соответствующих критериев, удостоверяющих, что важные действия выполнены правильно.

С целью создания уверенности для оператора хранилища в том, что упаковки отходов и контейнеры соответствуют требованиям проекта по всем своим показателям, необходимо произвести приемочные испытания, которые разрабатываются производителем отходов.

Приемочные испытания контейнеров касаются:

- конструкционных материалов;
- контейнеров или частей контейнера;
- упаковки отходов, которая включает в себя контейнер и форму отходов.

В ходе испытаний обычно проверяется:

- физические и механические характеристики;
- устойчивость к химическим реакциям;
- радиационная стойкость;
- тепловая и температурная устойчивость;
- стойкость к биологическому воздействию.

Характер и степень проверки зависит от:

- формы отходов;
- типа контейнера.

Концепции хранилища и предполагаемых технических характеристик, описанных в соответствующих анализах безопасности.

Тесты, применяемые к материалу, используемому для изготовления контейнеров, являются обычными испытаниями, практикуемыми в гражданском строительстве, машиностроении и металлургии. Приемочные испытания контейнеров и упаковок должны быть воспроизводимыми и, специально разработанными для проверки соответствующих параметров конструкции (например, герметичности и износостойкости). Необходимо учитывать потенциальную форму отходов и широкий диапазон условий окружающей среды, ожидаемых во время операций с контейнером, хранения, транспортировки и захоронения, а также учитывать аварийные ситуации наряду с дефектами материалов и производства.

Утверждение приемки упаковки для отходов на основе рациональных аргументов возможно в случае доказательства того, что все меры по обеспечению качества и контролю качества в производстве контейнеров для РАО, а также на этапе переработки РАО соблюдены, включая кондиционирование, иммобилизацию и упаковку, дает продукт, пригодный для захоронения.

В таком случае снимается необходимость в проведении серии приемочных испытаний каждой новой стандартной упаковки.

Приемочные испытания – это проверки прочности на сжатие, где измерения проводятся для материалов, из которых изготовлены компоненты контейнеров, готовой упаковки или масштабной модели упаковки.

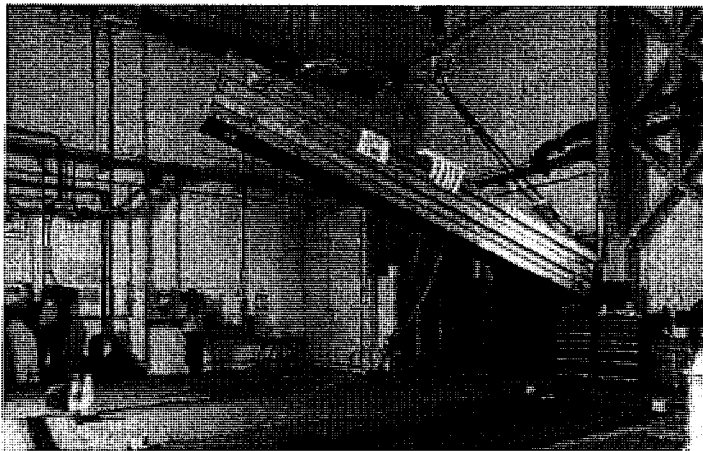


Рис 7.1. Испытания контейнера: сбрасывание с высоты 1,3 м на плоскую жесткую поверхность.

Проверка сопротивления механическому воздействию включает:

- сбрасывание (на механическое повреждение) упаковки с определенной высоты на плоскую жесткую поверхность. (высота зависит от содержимого, типа и массы упаковки) (рис 7.1).

- сбрасывание упаковки с определенной высоты на штырь, жестко закрепленный перпендикулярно поверхности.
- тест на механическое разрушение.
- герметичность (при создании герметичности учитывается как форма отходов, так и контейнер). Например: форма отходов с известным содержанием радионуклидов помещается в сосуд и погружается в воду (периодически производится забор проб воды).
- стойкость к коррозии для контейнеров из металла.

Любая программа испытаний на коррозионную устойчивость должна производиться с учетом ряда факторов, таких, как: коррозионная среда, материал контейнера и деталей конструкции, время выдержки, методы оценки, типы коррозии, устойчивость к тепловому воздействию и огнестойкость, радиационная стойкость, газопроницаемость а также оценка доли газа, проникшего сквозь стенки контейнера.

При выборе типа контейнера для разработки или практического применения необходимо учитывать, что на настоящее время в Украине не установлены критерии и требования к конечному продукту от переработки РАО. Поэтому вопросы совместимости материала РАО с материалом контейнера, вопросы ресурса работы контейнера должны быть тщательно проанализированы в отчете по анализу безопасности [17, 20].

Контейнеры для РАО разрабатываются в зависимости от того, будут ли они играть определяющую роль в хранилище по ограничению распространения радионуклидов в течение короткого или длительного промежутка времени.

Обычно, контейнерам отводятся две возможные роли. В первом случае контейнер может быть классифицирован как недолговечный и иметь срок эксплуатации от нескольких дней (радиоактивные фармацевтические препараты) до нескольких десятков лет (обычно 50 лет), в зависимости от технологии обращения.

К контейнеру не предъявляются никакие особые требования в обеспечении защиты от утечки радионуклидов и доступа грунтовых вод. Это относится к низкоактивным отходам, захороненным в приповерхностном хранилище, или к некоторым среднеактивным отходам, захороненным в глубоких геологических формациях. Приемлемость оценки безопасности в данном случае зависит от свойств радионуклидов, присутствующих в отходах, и от проекта хранилища, включая все дополнительные встроенные барьеры (такие барьеры могут включать в себя помещение отходов в бетонные ячейки с последующим заполнением пустот цементным раствором, как это делается, например, в приповерхностных хранилищах de la Manche и de l'Aube во Франции).

Во втором случае контейнер играет ключевую роль в предотвращении распространения короткоживущих (с периодом полураспада до 30 лет) радионуклидов. В настоящее время рассматривается возможность применения контейнеров с ресурсом работы до 250-300 лет, что позволит обеспечить нераспространение короткоживущих (КЖ) РАО на весь период их жизни [17].

В этом случае контейнер играет значительную роль в системе безопасности хранилища, являясь одним из основных барьеров при многобарьерном

подходе. Контейнер предотвращает утечку радионуклидов в грунтовые воды за счет сохранения герметичности до тех пор, пока короткоживущие радионуклиды не распадутся до незначительных уровней. Это особенно важно для таких радионуклидов, как ^{137}Cs и ^{90}Sr , имеющих период полураспада около 30 лет и хорошо растворимых в воде. Контейнер для РАО, изготовленный из соответствующих материалов с использованием надлежащих стандартов, может быть ключевым компонентом в системе, предотвращая миграцию в течение периода от 300 до 500 лет (около 10 периодов полураспада). Это предназначение контейнера является особенно важным для приповерхностных хранилищ, также оно является дополнительным гарантом уверенности при захоронениях отходов в глубоких геологических формациях.

Контроль растворимости долгоживущих радионуклидов, путем создания восстановительных условий и поддержания высоких значений рН в хранилище за счет материала асбестоцементной матрицы для РАО и при помощи материалов наполнителей. Металлические контейнеры играют большую роль на данном этапе, поглощая кислород в процессе реакций коррозии, создавая при этом сильно восстановительные условия. Продукты коррозии контейнеров могут в дальнейшем способствовать предотвращению миграции радионуклидов, создавая места на поверхности, которые особенно хорошо адсорбируют радионуклиды.

Иногда в контейнерах необходимы дополнительные приспособления, такие, например, как корзина для содержания необработанных гетерогенных РАО или специальных устройств для РАО больших размеров. Они предохраняют стенки и дно контейнера от прямого контакта с РАО.

Чаще всего используют контейнер для хранения (захоронения) в нем твердых РАО, загруженных навалом.

Поскольку контейнер должен играть ключевую роль в процессах кондиционирования РАО, его конструкция и характеристики должны отвечать не только требованиям технологического процесса, но и жестким требованиям регулирующих органов в отношении радиационной безопасности.

В Украине недостаточна нормативная база, регламентирующая требования к РАО при их кондиционировании. В существующих нормативных документах (НД 306.607-95, СПАС-88, ПРБ-АС) отсутствуют требования по контейнеризации РАО, нет требований к конечному продукту при кондиционировании РАО [17].

Другая роль контейнера - временное хранение РАО. Это может быть от нескольких лет до 50 - 300 лет. Оценки этого времени могут базироваться, с одной стороны, на рассмотрении данных о пригодности хранилища и, с другой стороны, на продолжительности эксплуатации площадки хранилища.

В хранилище важны такие характеристики контейнера, как удобство перевозки краном и складирования, сопротивляемость давлению и ударам, коррозионная устойчивость. Эти требования могут быть более жесткими, чем для перевозки, так как контейнеры могут падать с высоты, большей, чем требуется в испытаниях для транспортных контейнеров.

Упаковки с низко- активными РАО при временном хранении могут размещаться вне помещения. В этом случае контейнеры должны иметь соот-

ветствующую устойчивость к коррозии, и старение контейнера не должно создавать проблем при последующем захоронении (таблица 7.3).

Как уже отмечалось, некоторые типы контейнеров используются как промежуточная упаковка перед окончательным кондиционированием. Пример: гетерогенные РАО размещаются в 170 л или 200 л бочках и затем подлежат компактированию или суперкомпактированию. «Блины» загружаются в другой контейнер и могут затем заполняться цементным раствором.

Таблица 7.3. Основные факторы разработки контейнера

Назначение контейнера	Весовые и габаритные характеристики	Материал контейнера и технология изготовления
<ol style="list-style-type: none"> 1. Контейнеры-сборники для сбора и хранения РАО у производителей РАО; 2. Контейнеры технологические для многоразового использования в технологических процессах при переработке РАО; 3. Контейнеры транспортные; 4. Контейнеры для хранения ВАО; 5. контейнеры для захоронения НАО и САО; 6. Контейнеры для захоронения короткоживущих РАО с периодом полураспада менее 30 лет; 7. Контейнеры для долговременного хранения РАО, содержащих α-излучающие и трансурановые элементы с периодом полураспада более 30 лет. 	<ol style="list-style-type: none"> 1. Активность РАО; 2. Физико - механические и химические характеристики РАО; 3. Изотопный состав РАО; 4. Период полураспада РАО; 5. Виды транспортных и грузоподъемных средств; 6. Условия эксплуатации; 7. Технологические требования при изготовлении и эксплуатации; 8. Защитные свойства материала контейнера; 9. Экономические условия и другие обстоятельства. 	<ol style="list-style-type: none"> 1. Углеродистая сталь. 2. Углеродистая сталь с полимерным покрытием 3. Нержавеющая сталь. 4. Чугун. 5. Стеклопластик. 6. Полиэтилен (пластики). 7. Железобетон. 8. Фибробетон. 9. Материалы отходов Производства ферросплавов. 10. Асбестоцемент. 11. Комбинированные материалы: <ul style="list-style-type: none"> - каменное литье - бетон; - бетон с полиэтиленовым покрытием.

При временном хранении должна быть рассмотрена возможность повышения давления в контейнере за счет выделения газов или паров вследствие химических реакций или нагрева. Газ может образовываться из реакций коррозии или за счет химических, микробиологических или радиолитических реакций. Пары могут образовываться за счет тепловыделения или химических реакций. В этом случае контейнер должен быть сконструирован с достаточной прочностью или с некоторым устройством сброса давления без выделения активности в окружающее пространство.

Во временном хранилище существует потенциальная опасность пожара, если контейнеры заполнены не кондиционированными горючими РАО или если РАО заключены в матрицу, которая может гореть при определенных условиях. При таких обстоятельствах может требоваться контейнер, который сохраняет свою целостность в условиях пожара. Вопросы пожарной безопасности при захоронении РАО отодвигаются на второй план, поскольку согласно п. 2.7. НД 306.604-95 95 «Захоронение радиоактивных отходов в приповерхностных хранилищах» передаваемые на захоронение РАО должны быть пожаробезопасными.

В целом вопросы временного хранения РАО (в том числе и контейнерного) в НД Украины не отражены.

В развитых странах имеется значительное количество типов контейнеров, что определяется их различным функциональным назначением, наличием широкого спектра РАО, большими финансовыми возможностями.

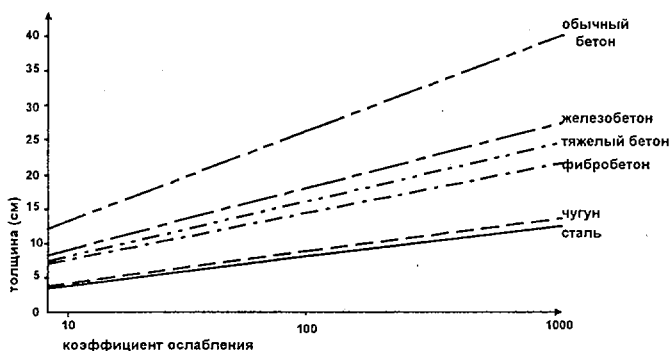


Рис.7.2. График зависимости $K_{осл.}$ для различных конструкционных материалов по ^{137}Cs .

Для изготовления контейнеров для РАО используется целый ряд конструкционных материалов. Основные требования, предъявляемые к контейнеру в зависимости от его назначения, весовых и габаритных характеристик, материала и технологии изготовления показаны в таблице 7.3. На графике рис. 7.2 и в таблице 7.4 показаны коэффициенты ослабления для различных конструкционных материалов в зависимости от их толщины по ^{137}Cs .

Таблица 7.4. Зависимость $K_{осл.}$ для различных конструкционных материалов от их толщины по ^{137}Cs

Коэффициент ослабления	Сталь $\rho = 7.85 \text{ г/см}^3$	Чугун $\rho = 7.1 \text{ г/см}^3$	Железобетон $\rho = 3.5 \text{ г/см}^3$	Тяжелый бетон $\rho = 4.0 \text{ г/см}^3$	Фибробетон $\rho = 4.0 \text{ г/см}^3$	Обычный бетон $\rho = 2.4 \text{ г/см}^3$
10	3.44	3.8	8.29	7.25	7.25	12.1
100	8.02	8.87	18	15.75	15.75	26.25
1000	12.36	13.66	27.43	24	24	40

В таблице 7.5 показаны преимущества и недостатки материалов применяемых для изготовления контейнеров.

Маркировка контейнера должна быть уникальной, достаточно универсальной, логичной и информативной. Она должна обеспечивать правильное распознавание (считывание) и быть удобной для учета во время обращения с отходами, а также предусматривать достаточную стойкость маркировки (лейбл), учитывать возможность проведения дистанционно управляемых операций и не влиять на свойства контейнера.

Таблица 7.5. Преимущества и недостатки материалов применяемых для изготовления контейнеров

Тип материала	Преимущества	Недостатки
Углеродистая сталь	Широко используется. Относительно недорогой материал.	Поддается воздействию многих материалов. Сильно корродирующий материал, нуждается в дополнительном покрытии (например, эпоксидной смолой, краской). Не играет значимой роли как барьер в концепции. Приповерхностного хранилища.
Углеродистая сталь с полимерной оболочкой	Коррозионная стойкость. Жесткая упаковка. Малый вес. Легко подгоняется под различные размеры.	При современном опыте по обращению РАО. Преждевременно определять недостатки этого материала.
Нержавеющая сталь	Жесткая конструкция сохраняет форму даже под давлением. Более стойкая к коррозии (по сравнению с углеродистой сталью). Не требует защитного покрытия. Твердые полированные поверхности легко дезактивируются с помощью общепринятых методов.	Дорогостоящая. Трудно изготавливать из-за требуемой толщины стен для защиты от воздействия коррозии. Подвержена воздействию разрушительной и точечной коррозии.
Чугун	Отличные радиационные защитные свойства. Высокая коррозионная и механическая стойкость. Продолжительный срок службы после закрытия хранилища. Изготавливается из плавкого, слегка загрязненного металлического лома (вторичное использование активной стали с небольшой степенью загрязненности).	Дорогостоящий.
Стеклопластик	Высокая коррозионная стойкость. Жесткая конструкция. Сохраняет форму под давлением. Набор размеров. Стоимость равняется или может быть ниже стоимости полиэтилена.	При современном опыте по обращению РАО Преждевременно определять недостатки этого материала.
Полиэтилен (пластики)	Относительно невысокая стоимость. Малый вес. Широкодоступный материал. Широко применяется за рубежом (в США, Японии, Франции). Десятилетия опыта работы с материалом. Отличные антикоррозионные свойства.	Нежесткая конструкция. Длительная сохранность в траншеях для захоронения остается важнейшим вопросом из-за ползучести структуры и охрупчивания стекла под влиянием γ -излучения. Ограниченная глубина захоронения (обычно без структурно стабильной вторичной упаковки – не более 9 метров). При наружном хранении требует защиты от ультрафиолетовых лучей.
Бетон и железобетон	Высокая устойчивость к излучению и коррозии. Хорошие защитные свойства. Долгий срок службы в условиях обычного хранения.	Большой вес по отношению к отходам, которые содержатся в контейнере. Вероятность проникновения грунтовых вод. Более чувствителен к механическим повреждениям, чем металлические контейнеры (в особенности, если это не железобетон).
Фиброцемент	Жесткая конструкция, сохраняет форму под давлением. Относительно невысокая стоимость.	Тяжелый контейнер. Разрушения (например, трещины в цементе) трудно определить визуально.

В Институте прикладных проблем физики и биофизики НАН Украины разработана технология нанесения штрих-кода на металлические поверхности, которую можно использовать для маркировки контейнеров. Для такого использования предлагается маркировка по нержавеющей стали, на поверхности которой лазером одновременно с соответствующей кодируемой цифро-буквенной информацией наносится система черных полос штрих-кода [19].

Установка для нанесения штрих-кода включает лазер, систему перемещения луча по поверхности обрабатываемого материала (сканер для перемещения луча или двухкоординатный стол для перемещения маркируемого изделия), систему управления сканером или двухкоординатным столом и систему подготовки наносимой информации для передачи ее системе управления. Весь процесс нанесения штрих-кода автоматизирован: необходимая цифро-буквенная информация набирается на клавиатуре компьютера, а затем с помощью специальных программ превращается в коды управления для системы перемещения луча или детали.

Технология позволяет наносить как штрих-кодovou, так и исходную знаковую (цифро-буквенную) информацию, что создает гарантии надежного использования маркировки в любых ситуациях. Собственно маркировка представляет собой слой преобразованного на заданную глубину исходного материала (нержавеющей стали) который прочно сцеплен с матрицей и может быть удален только вместе с ней. Существующие дистанционные считыватели штрих-кодов, при использовании штрихового кодирования позволяют снизить дозовые нагрузки персонала.

Пример предлагаемой маркировки, на которой буквы являются кодами некоей информации (например, UA – страна изготовитель), приведен на рисунке 7.3.

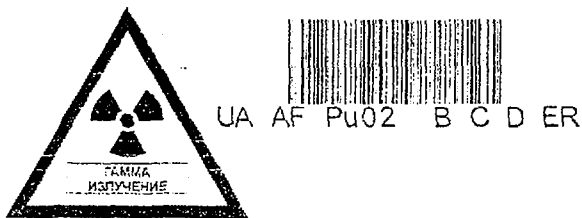


Рис 7.3. Пример штрих - кодовой маркировки контейнеров РАО.

АОЗТ «Предприятие АБРИС» в г. Славутич работает на рынке лазерных технологий с декабря 1991 года и имеет значительный опыт в области разработки и производства уникальных систем управления лазерным излучением, а также лазерного оборудования для обработки различных материалов. Предприятие АБРИС также владеет широким спектром технологических приемов использования оборудования лазерной обработки включая техноло-

гии предварительной подготовки материалов перед обработкой, режимы лазерной обработки, а также технологии финишной доводки обработанных изделий.

Интенсивное развитие лазерной техники за последние годы и освоения систем полупроводниковой накачки активных элементов твердотельных лазеров, систем ввода-вывода мощного излучения в оптоволокно, и самого силового оптического волокна, позволило создать эффективные технологические лазеры, с мощностью на выходе из оптоволокна, достаточной для лазерной разделки элементов технологического оборудования. Необходимость в резке (разделке) присутствует в процессе нормальной эксплуатации ядерных установок и становится крайне актуальной в аварийных условиях. Ближайшим конкурентоспособным аналогом лазерной резки является плазменная резка, но главными двумя преимуществами лазерной резки является то, что в случае резки лазерным лучом, величина испаренного материала на порядок ниже чем при плазменной резке. Это является актуальным и определяющим в случае разделки высокоактивных отходов. Другим принципиальным преимуществом лазерного способа резки является то, что все оборудование можно расположить в чистой зоне за пределами объема (например, горячей камеры), в котором находятся высокоактивные элементы подлежащие резке, а рабочий луч можно ввести в зону резки через кварцевое защитное стекло. В случае с плазменной резкой горелку (плазмотрон), часть силового кабеля и часть шланга с рабочим газом, все же, придется расположить в объеме камеры.

Идентификационная маркировка элементов топливных сборок и отдельных тепловыделяющих элементов (ТВЭЛ) ядерных реакторов, контейнеров с различными РАО приобретает актуальность при выводе ядерных реакторов из эксплуатации. В случае, если производится разборка топливных сборок, маркировка отдельных ТВЭЛ является обязательным условием. Целью такой маркировки является фиксация принадлежности ТВЭЛ к конкретной топливной сборке, имеющей свою историю, а также обеспечение идентификации и учета ТВЭЛ в процессе их утилизации на всем пути от момента отправки в хранилище отработанного топлива до полной утилизации. Это позволит обеспечить правильное распределение топливных элементов в хранилищах отработанного топлива в зависимости от степени их выгорания, а также упорядочить транспортно-технологические операции на этапе сборки топлива на заводы по переработке топлива.

В основу технологии маркировки положены разработки предприятия АБРИС в области станочного оборудования для лазерной обработки материалов, а также многолетний практический опыт в производстве и применении такого оборудования для гравировки и резки разнообразных металлов для инструментальной промышленности, а также в сувенирном и ювелирном деле.

Маркировка производится сфокусированным сканирующим лазерным лучом, который и служит в качестве рабочего инструмента, непосредственно воздействующего на поверхность маркируемого объекта. Уникальным свойством лазерного луча является отсутствие его силового воздействия на обрабатываемую деталь, что облегчает требования к жесткости конструкции системы подачи изделий в зону маркировки, исключает необходимость в сило-

вых узлах и агрегатах, таких как гидропрессы, кривошипные штампы, ударные механизмы и пр., которые необходимо располагать в объеме горячих камер.

Другим уникальным свойством лазерного луча является то, что он не подвержен эффекту притупления, что является одним из главных неудобств в других технологиях.

Станки работают в режимах «неподвижный луч – движущаяся деталь», «неподвижная деталь – движущаяся оптика», «неподвижная деталь – сканирующий луч». Станки могут отличаться типом и мощностью рабочего лазера, способом и системой охлаждения рабочего лазера, типами и размерами рабочих столов, а также типом и параметрами применяемых сканирующих устройств.

Предприятие готово выполнить разработку и изготовление специально оборудована лазерной обработки материалов для обеспечения потребностей конкретных производителей в различных отраслях производства.

Применение современных лазеров в сочетании с специальными сканирующими системами, снабженными на выходе специальной фокусирующей оптикой является идеальным для целей нанесения идентификационной маркировки на металлические детали любой твердости.

Лазерная технология маркировки – это практически единственная технология которую можно легко и эффективно адаптировать именно к условиям дистанционной маркировки в условиях горячих камер. Только в таком варианте все оборудование может быть установлено за пределами камеры в чистой зоне, что позволит обеспечить нормальную его эксплуатацию, регулировку, а также ремонт не прибегая к процедурам дезактивации. Технология позволит минимизировать коллективную дозу на работах по производству маркировки.

В рамках разработки достаточно безопасной системы обращения с РАО, стоимость контейнеров и общие затраты должны быть минимизированы. В частности, хранение, транспортировка и захоронение должны быть рационально оценены с тем, чтобы использовать экономически эффективные контейнеры и операционные системы.

При изготовлении контейнера и выборе материала для его изготовления необходимо учитывать следующие факторы:

- совместимость с отходами или формой отходов;
- если во время кондиционирования контейнер используется как емкость для переработки;
- во время периода складирования отходов и после закрытия хранилища;
- операционные требования к контейнеру, включая транспортировку;
- форма (цилиндрическая, прямоугольная, гексагональная);
- размеры;
- строповые приспособления;
- полный вес упаковки и ограничения в объеме;
- приспособления для наполнения;
- возможность укладки в штабеля;
- сопротивления внешнему воздействию;

- встроенные системы отвода газов и вентиляции;
 - требования к радиационной защите;
 - радиационная стабильность и защитные свойства;
 - стабильность;
 - механические свойства (прочность к растяжению и сжатию, прочность к истиранию, пластичность);
 - коррозионная стойкость (требования к внешнему или внутреннему покрытию);
 - термические характеристики (теплопроводность, удельная теплоемкость, коэффициент линейного расширения, удельная излучающая способность);
 - требования к влиянию на окружающую среду во время временного хранения и окончательного захоронения;
 - простота изготовления, оптимальная стоимость, контроль качества.
- Факторы, которые необходимо принимать во внимание показаны в таблице 7.6.

Таблица 7.6. Основные факторы для выбора типа контейнера

Стандартизация:	Использование существующих контейнеров позволит уменьшить стоимость контейнера и проводимых с ними операций. Для минимизации требований к приемочным испытаниям следует использовать ограниченное количество конструкций новых контейнеров: с тем, чтобы они соответствовали промышленным стандартам операционных (погрузочно-разгрузочных) и транспортных систем. Минимизировать исследовательскую работу при проектировании и разработке приемочных испытаний, для обеспечения значительной экономии средств
Требования к защите	Использование многоразовых защитных вторичных упаковок (контейнеров, сосудов) может значительно уменьшить затраты. Один из вариантов, который необходимо учитывать – это производство защитных контейнеров из повторно используемых слабо загрязненных материалов отходов (например, железа или свинца).
Эффективность упаковки	Затраты на строительство и эксплуатацию объектов для хранения и захоронения, а также на транспортировку, напрямую связаны с объемом РАО. Коэффициент соотношения массы к объему в упаковке должен быть оптимизирован для того, чтобы избежать лишних затрат. Должны быть произведены оценки относительной стоимости транспортировки кондиционирования, хранения и захоронения отходов исходя из общих объемов.

В Украине вопросами обращения с РАО занимаются Минтопэнерго и МЧС: При этом каждое министерство создает свой контейнерный ряд и свои технологии обращения с РАО. В этой ситуации является необходимостью создание единого параметрического ряда контейнеров, что позволит сэкономить государственные ресурсы и унифицировать технологии обращения с РАО от их сбора и сортировки на предприятиях - производителях РАО до их захоронения на предприятиях МЧС.

Процесс обращения с РАО базируется на основных принципах государственной политики в сфере обращения с РАО, изложенными в ст.3 Закона Украины «Об обращении с радиоактивными отходами».

Важным является и создание условий для использования типовых подъемно-транспортных приспособлений и механизмов, а так же унификации инженерно - технических решений.

Необходимость развития контейнеризации РАО диктуется тем, что на АЭС Украины уже возникают проблемы, связанные с наличием дефицита свободных объемов для хранения РАО. Это хорошо видно из приведенного выше анализа динамики образования и накопления РАО на АЭС в последние годы.

Таблица 7.7. Защитные цели и основные функции контейнера

Цель.	Функции.
1.Приоритет защиты жизни и здоровья персонала и населения, окружающей природной среды от влияния радиоактивных отходов в соответствии с государственными нормами радиационной безопасности;	1.Обеспечение радиационной безопасности при сборе, перевозке, переработке, хранении и захоронении.
2.Недопущение неконтролируемого скопления радиоактивных отходов.	2.Обеспечение локализации и контроля РАО при временном хранении и захоронении.
3.Гарантирование надежной изоляции радиоактивных отходов от окружающей природной среды при обосновании безопасности хранилищ радиоактивных отходов;	3.Обеспечение возможности дальнейшей переработки или захоронения РАО.
4.Хранение радиоактивных отходов у производителей отходов ограниченное время с последующей передачей специализированным предприятиям по обращению с радиоактивными отходами;	
5.Ответственность производителей радиоактивных отходов за безопасность при обращении с радиоактивными отходами до передачи их специализированным предприятиям по обращению с радиоактивными отходами.	

К сожалению, имеющийся на АЭС контейнерный парк для обращения с РАО не унифицирован, более того, вследствие отсутствия в Украине единого параметрического ряда, разработанные в проектных институтах и КТО типы контейнеров не стыкуются между собой и с существующими транспортно-технологическими схемами разных АЭС и предприятий МЧС.

Анализ существующего состояния по обращению с РАО на АЭС показал, что в настоящее время технология обращения с твердыми отходами на АЭС с реакторами типа ВВЭР предусматривает (таблица 7.8).

Рассматривая полную цепочку обращения с РАО и для определения стратегии развития контейнерного парка АЭС Украины недостаточно рассмотреть только существующее положение и проектируемые комплексы, не-

обходимо представить схему обращения с РАО на АЭС в свете Законов Украины, НРБУ-97 и государственной политики по обращению с РАО.

Таблица 7.8. Анализ существующего состояния по обращению с РАО на АЭС

Обращение с РАО на АЭС	
С реакторами типа ВВЭР	С реакторами типа РБМК (на ЧАЭС)
сортировку твердых отходов по уровню активности в местах их образования;	сортировку твердых отходов по уровню активности в местах их образования;
сбор отходов I и частично II группы активности в полиэтиленовые мешки по месту их образования;	сбор отходов I и частично II группы активности в полиэтиленовые мешки по месту их образования;
транспортировку вручную полиэтиленовых мешков с отходами к местам накопления отходов (2-3 места на блок);	транспортировку вручную полиэтиленовых мешков с отходами к местам накопления отходов (6-7 мест на блок);
установку в местах накопления специальных контейнеров;	установку в местах накопления специальных контейнеров;
сбор отходов III группы и частично II группы активности в специальные биозащитные контейнеры в местах их образования;	сбор отходов III группы и частично II группы активности в специальные биозащитные контейнеры в местах их образования;
вывоз заполненных отходами контейнеров в хранилище ТРО на машине ОТ-20;	транспортировку биозащитных контейнеров с отходами в хранилище ТРО на промплощадке и выгрузке отходов в «тяжелый» отсек хранилища;
выгрузка отходов из контейнеров в ячейки для отходов I группы навалом.	загрузку контейнеров в кузов машины типа КРАЗ;
	закрытие специальным тентом кузова машины с отходами;
	вывоз отходов за пределы промплощадки на ПЗРО «Буряковка»;
	выгрузку отходов из кузова машины в траншеи ПЗРО «Буряковка» навалом.

Обращение с РАО на АЭС должно содержать следующую технологическую цепочку:

- сортировка ТРО по виду и активности в местах их образования;
- сбор ТРО I-й группы в контейнеры-сборники в местах образования, что позволит ограничить контакт персонала с РАО, а значит уменьшить дозовую нагрузку персонала;
- транспортировка контейнеров-сборников с ТРО I-й группы к местам накопления ТРО на блоке;
- выгрузка контейнеров-сборников в контейнеры-накопители, установленные в специально оборудованных местах;
- вывоз контейнеров-накопителей на машине в хранилище либо на узел сортировки;
- дистанционная выгрузка ТРО в хранилище (до пуска комплексов по переработке);

- при наличии комплексов: первичная переработка, затаривание в контейнеры и установка контейнеров в хранилище на временное хранение;
- изъятие контейнеров из хранилища, установка их на транспортное средство, оборудованное биологической защитой;
- перевозка отходов на Центральное предприятие по переработке РАО Украины для глубокой переработки (целесообразно на базе ЧАЭС);
- транспортировка на ЦПЗ для передачи на захоронение.

В таблице 7.9. показано общее накопление ТРО и ЖРО по всем АЭС Украины [17].

Таблица 7.9. Количество РАО в хранилищах АЭС Украины

Годы эксплуатации	1995	1996	1997	1998	1999	2000 (6 месяцев)
ХЖРО, м ³	24069	24349	24353	31656	30434	31996
ХТРО, м ³	27418	25533	26126	28077	29405	29699

В таблицах 7.10, 7.11 показана потребность в контейнерах объемом 0,2 м³ и 10,5 м³.

Таблица 7.10. Потребность в контейнерах (бочках) V=0,2 м³

№ п.п.	АЭС	Накоплено ТРО, м ³	Без уменьшения объема, шт.	С уменьшением объема в 5 раз, шт.	С уменьшением объема в 20 раз, шт.
1	ЮУАЭС	13584	67920	13584	3396
2	ЗАЭС	6528	32640	6528	1632
3	РАЭС	3195	15975	3195	799
4	ЧАЭС	2461	12305	2461	615
5	ХАЭС	2309	11545	2309	577
Итого:		28077	140385	28077	7019

Учитывая, что источником РАО кроме АЭС Украины является и 30-ти километровая зона отчуждения с ПЗРО и ПВЛРО послеварийного периода актуальность проблем контейнеризации резко возрастает.

С целью определения первоочередных типов контейнеров для временного хранения, перевозки и захоронения РАО АЭС низкой и средней активности были рассмотрены используемые и разрабатываемые типы контейнеров для РАО.

Проектируемые комплексы на ХАЭС и ЧАЭС могут внести коррективы в перечень установок на центральном предприятии, так как из пяти атомных станций Украины на трех из них проектируются и существуют комплексы по полной переработке РАО. Таким образом, на ЦППРО необходимо проектирование установок завершающих подготовку отходов к захоронению и не предполагаемых на АЭС (например, установка переплавки радиоактивно загрязненного металла).

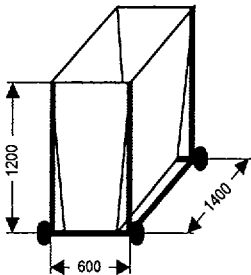
Таблица 7.11. Потребность в контейнерах $V = 10,5 \text{ м}^3$

№ п.п.	АЭС	Накоплено ТРО, м^3	Без уменьшения объема, шт.	С уменьшением объема в 5 раз, шт.	С уменьшением объема в 20 раз, шт
1	ЮУАЭС	13584	1293	259	65
2	ЗАЭС	6528	622	124	25
3	РАЭС	3195	304	61	12
4	ЧАЭС	2461	234	47	10
5	ХАЭС	2309	219	44	9
Итого:		28077	2672	535	121

Проанализировав виды контейнеров, применяемых в настоящее время на АЭС Украины, их технические характеристики, назначение, можно прийти к следующим выводам:

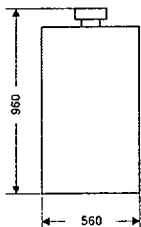
1. Большинство из используемых на АЭС контейнеров спроектированы станционными КТО (таблица 7.12).
2. Спроектированные контейнеры служат для накопления отходов на блоке и транспортировке их на временное хранение.
3. Транспортировка контейнеров в хранилище осуществляется на машине ОТ-20 (кроме ЧАЭС).
4. Контейнеры не предусмотрены для хранения РАО (даже временного) и практически отсутствуют контейнеры для временного хранения отходов.
5. Практически отсутствуют контейнеры для сбора отходов.
6. Все контейнеры спроектированы станционными КТО в соответствии с Правилами устройства и безопасности эксплуатации грузоподъемных механизмов.
7. Преимущественная часть контейнеров не согласована с регулирующими органами.
8. Отсутствуют элементы взаимной согласованности в вопросах контейнеризации между АЭС и МЧС Украины.

Таблица 7.12. Типы контейнеров, применяемых в настоящее время на АЭС Украины



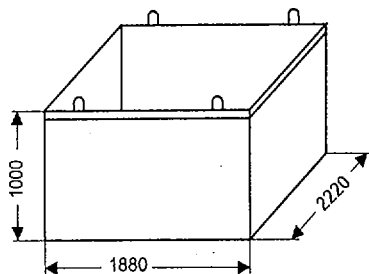
Запорожская АЭС.

$V = 1.0 \text{ м}^3$; Вес - 225 кг;
 Грузоподъемность - 500 кг;
 Размеры мм - 1400x600x1200;
 Материал - углеродистая сталь;
 Назначение - сбор и накопление ТРО I группы.



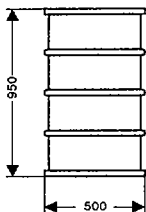
Запорожская АЭС.

$V = 0,2 \text{ м}^3$; Вес - 80 кг;
 Грузоподъемность. - 325 кг - 460 кг.
 Размеры мм – $\varnothing 560 \times 960$;
 Материал - углеродистая сталь;
 Назначение - для солебитумного компаунда и
 солевого плава



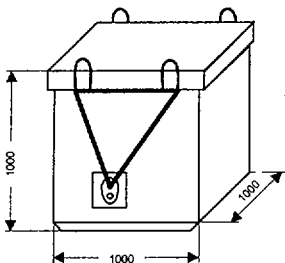
Запорожская АЭС.

$V = 4 \text{ м}^3$; Вес - 310 кг;
 Грузоподъемность. - 3000 кг;
 Размеры мм – $2200 \times 1880 \times 1000$;
 Материал - углеродистая сталь;
 Назначение - перевозка ТРО I группы от
 блоков в хранилища.



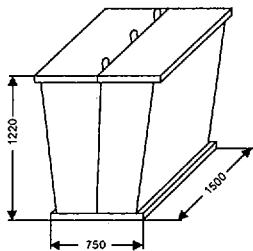
Запорожская АЭС.

$V = 0,2 \text{ м}^3$, Вес - 30 кг;
 Грузоподъемность. - 300 кг;
 Размеры мм – $\varnothing 500 \times 950$;
 Материал - углеродистая сталь;
 Назначение - для прессования ТРО.



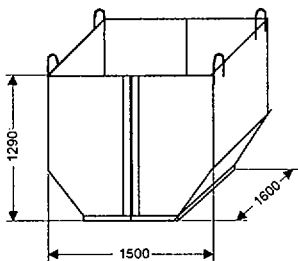
Чернобыльская АЭС.

$V = 1,0 \text{ м}^3$, Вес - 225 кг;
 Грузоподъемность – 500 кг;
 Размеры мм – $1000 \times 1000 \times 1000$
 Материал - углеродистая сталь;
 Назначение - сбор ТРО I группы;



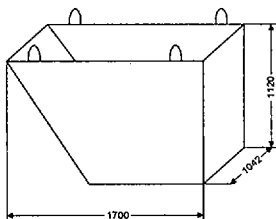
Чернобыльская АЭС.

$V = 1,4 \text{ м}^3$, Вес - 235 кг;
 Грузоподъемность - 1000 кг;
 Материал - углеродистая сталь;
 Размеры мм – $1500 \times 750 \times 1200$
 Назначение - сбор НАО и транспортировка
 на машине ОТ-20;



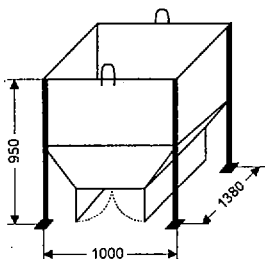
Чернобыльская АЭС.

$V = 1.4 \text{ м}^3$; Вес - 600 кг;
 Грузоподъемность – 3000 кг;
 Материал - углеродистая сталь;
 Размеры мм – 1600 x 1500 x 1290;
 Назначение - сбор и перевозка
 отходов и мусора.



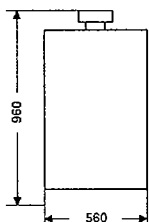
Чернобыльская АЭС.

$V = 1,8 \text{ м}^3$; Вес - 220 кг;
 Грузоподъемность – 2000 кг;
 Материал - углеродистая сталь;
 Размеры мм – 1700x1040x1120
 Назначение - сбор и перевозка
 отходов и мусора.



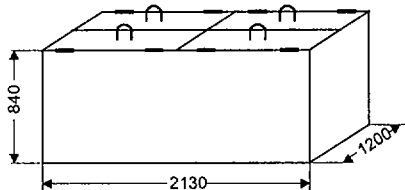
Ровенская АЭС.

$V = 1.0 \text{ м}^3$; Вес - 140 кг;
 Грузоподъемность - 350 кг;
 Материал - нержавеющая сталь;
 Размеры мм (L x H x B) – 1380x950x1000
 Назначение - сбор НАО и транспортировка
 на машине
 ОТ-20;



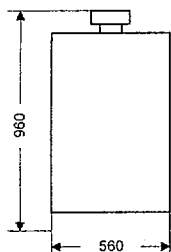
Ровенская АЭС.

$V = 0,2 \text{ м}^3$; Вес - 80 кг;
 Грузоподъемность. - 325 кг - 460 кг.
 Размеры мм (D x H) – $\varnothing 560 \times 960$;
 Материал - углеродистая сталь;
 Назначение – сбор и хранение солебитумно-
 го компаунда.



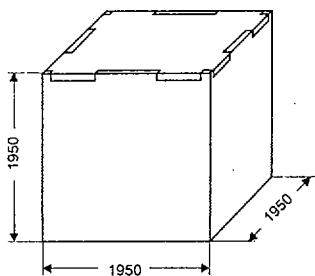
Хмельницкая АЭС.

$V = 2 \text{ м}^3$; Вес - 320 кг;
 Грузоподъемность. - 3000 кг;
 Размеры мм (L x B x H) – 2130x1200x840;
 Материал - нержавеющая сталь;
 Назначение - для сбора, временного хране-
 ния и транспортировки ТРО I и II группы;



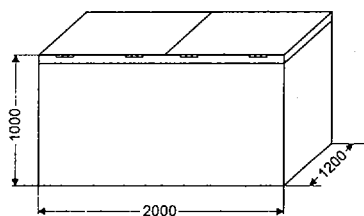
Хмельницкая АЭС.

$V = 0,2 \text{ м}^3$; Вес - 120 кг;
 Тип, марка - ГОСТ -3950-91;
 Грузоподъемность - 300 кг;
 Размеры мм (D x H) – $\text{Ø}560 \times 910$
 Материал - углеродистая сталь;
 Назначение - для солевого плава;



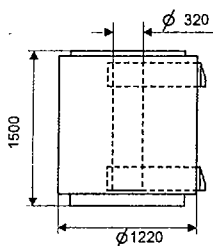
Южно-Украинская АЭС.

$V = 2,5 \text{ м}^3$; Вес - 350 кг;
 Грузоподъемность - 3000 кг;
 Размеры мм (L x H x B) – $2000 \times 1000 \times 1200$;
 Материал - нержавеющая сталь;
 Назначение - для транспортировки
 ТРО I группы по территории промплощадки;



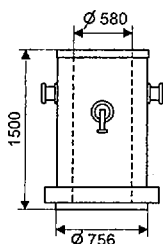
Южно-Украинская АЭС.

$V = 2,5 \text{ м}^3$; Вес - 350 кг;
 Грузоподъемность - 3000 кг;
 Размеры мм (L x H x B) – $2000 \times 1000 \times 1200$;
 Материал - нержавеющая сталь;
 Назначение - для транспортировки
 ТРО I группы по территории промплощадки;



Южно-Украинская АЭС.

$V = 0,1 \text{ м}^3$; Вес - 12980 кг;
 Размеры мм (D x H) – $\text{Ø}1220 \times 1500$;
 Материал - углеродистая сталь;
 Назначение - для транспортировки
 КНИ и ТД III группы ;



Южно-Украинская АЭС.

$V = 0,2 \text{ м}^3$; Вес - 3284 кг;
 Грузоподъемность - 3000 кг;
 Размеры мм (D x H) – $\text{Ø}756 \times 1500$
 Материал - нержавеющая сталь;
 Назначение - для транспортировки
 бочек с ТРО II группы;

МЧС Украины, НТЦ КОРО, НВИП «Струм», ОАО «НИИ ЧЕРМЕТ-МЕХАНИЗАЦИЯ» и ОАО «Криворожский центральный рудоремонтный завод» и др. разработан целый ряд металлических, железобетонных и двухслойных контейнеров «камень-бетон» для временного и долгосрочного хранения (захоронения), транспортировки радиоактивных отходов и токсичных материалов.

Контейнер «камень-бетон» (рис. 7.4 а, б, в) состоит из: внутреннего защитного слоя из каменного литья, обеспечивающего контейнеру герметичность и высокую антикоррозионную стойкость; наружной бетонной оболочки, обеспечивающей контейнеру необходимую механическую прочность и биологическую защиту.

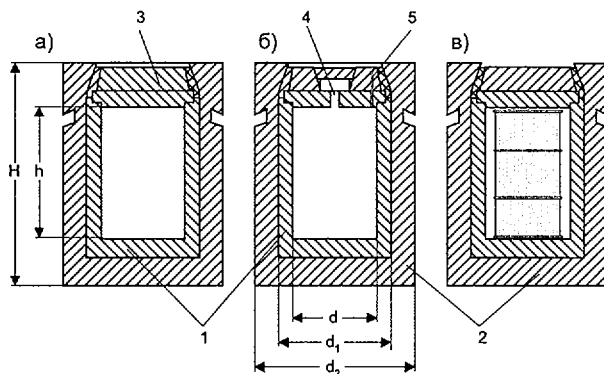


Рис. 7.4. Двухслойные контейнеры «камень-бетон».

а) для твердых материалов, б) для солевого продукта и токсичных материалов, в) для металлических бочек с солевым продуктом и токсичными материалами

1 – каменное литье, 2 – бетонный корпус, 3 – крышка контейнера, 4 – отверстие, 5 – датчик уровня заполнения.

Срок службы контейнеров, заполненных радиоактивными отходами I и II групп - не менее 300 лет, агрессивными или токсичными материалами - не менее 50 лет. Масса не заполненных контейнеров: объемом $0,3\text{ м}^3$ – 1250 кг; объемом $0,9\text{ м}^3$ – 3500 кг. Основные размеры контейнеров типа «камень-бетон» приведены в таблице 7.13.

Таблица 7.13. Основные размеры контейнеров типа «камень-бетон»

Емкость контейнера, м^3	d мм	d ₁ мм	d ₂ мм	h мм	H мм
0.3	600	680	845	980	1245
0.9	1075	1165	1470	980	1400

Контейнеры могут быть использованы для: хранения (захоронения) твердых радиоактивных отходов I и II групп и твердых токсичных материа-

лов; хранения (захоронения) солевого продукта - отходов атомных электростанций и токсичных жидких материалов; хранения металлических бочек заполненных солевыми продуктами или токсичными материалами.

В этом плане довольно результативными являются разработки НВИП «Струм». Силами НВИП «Струм» совместно с МНИИПМ «Ритм» по заказу УкрГО «Радон» разработан и изготовлен дистанционно управляемый комплекс (ДУК) (рис. 7.5.).

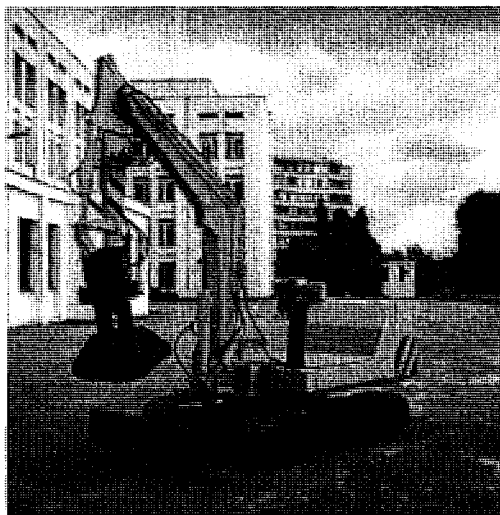


Рис. 7.5. Дистанционно управляемый комплекс (ДУК).

Он предназначен для выполнения погрузочно-разгрузочных и дорожно-строительных работ в условиях опасных для здоровья и жизни человека, в том числе при обращении с твердыми радиоактивными отходами, высокотоксичными и ядовитыми веществами. ДУК выполнен на базе миниэкскаватора АТЕК 711.

Дистанционно управляемый комплекс (ДУК) может выполнять следующие функции:

- выгрузка ТРО из хранилищ и загрузка в контейнеры;
- разрыхление слежавшихся и цементированных ТРО и ядохимикатов;
- транспортирование загруженных емкостей;
- выполнение работ при обращении с ядовитыми и токсичными веществами;
- выполнение работ при ликвидации последствий чрезвычайных ситуаций и техногенных, экологических аварий.

НВИП «Струм» разработана конструкторская документация, изготовлены опытные партии, испытаны и сертифицированы железобетонные транспортно-защитные контейнеры для обращения с ТРАО (рис. 7.6, 7.7, 7.8, таблица 7.14).

Контейнеры предназначены для транспортировки, длительного хранения и захоронения твердых радиоактивных отходов низкой и средней активности, а также могут использоваться для хранения других токсичных веществ и непригодных пестицидов.

Производство контейнеров организовано в г. Славутиче. В настоящее время предприятие готово выпустить 500 контейнеров в год. При модернизации производства, производственные мощности позволят довести годовой выпуск контейнеров до 7 тыс. штук.

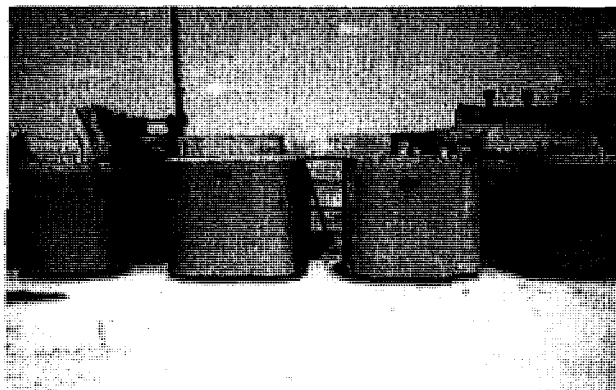


Рис. 7.6. Общий вид транспортно-защитных контейнеров КТЗ для обращения с ТРАО.

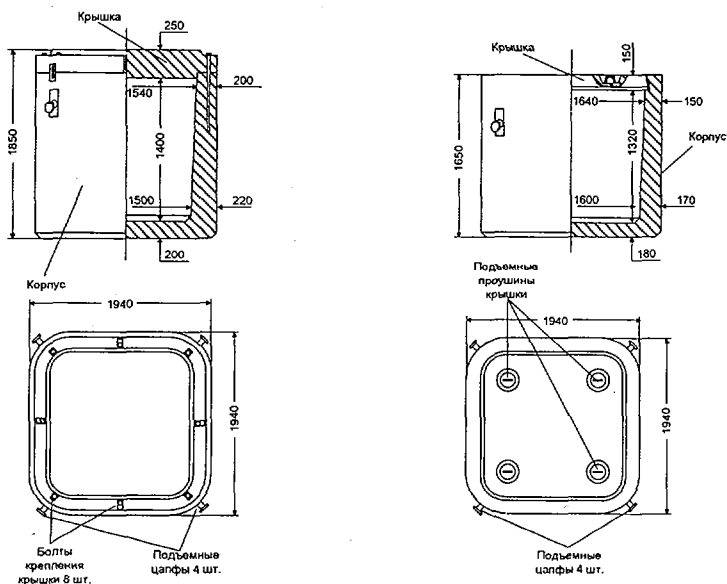


Рис. 7.7. Железобетонный транспортно-защитный контейнер.
а) КТЗ-3,0(22) и б) КТЗ-3,0(15).

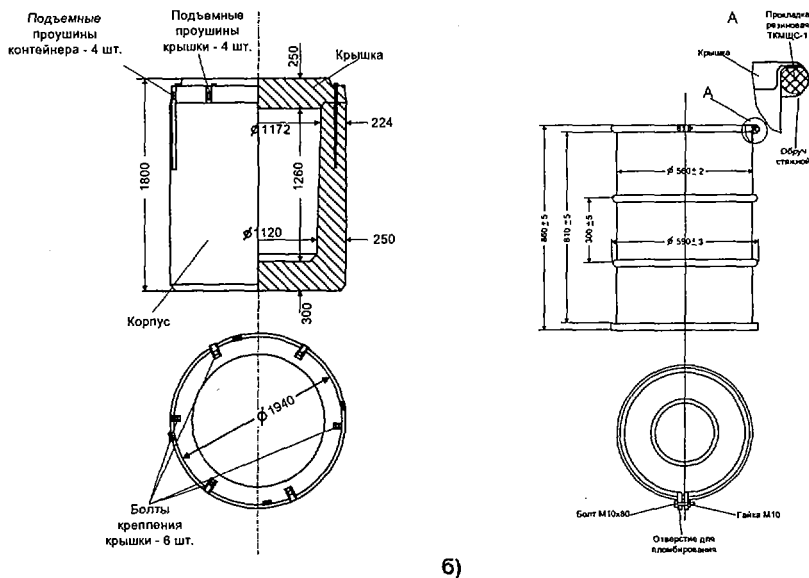


Рис. 7.8. а) железобетонный контейнер.

КТЗ - 3,0 (22); б) транспортный контейнер КТ - 0,20.

Таблица 7.14. Основные характеристики железобетонных контейнеров для обращения с ТРАО

Тип	Емкость м ³	Габаритные размеры, мм			Толщина стенок, мм	Толщина крышки, мм	Толщина днища, мм	Вес нетто кг
		Длина	Ширина	Высота				
КТЗ-1,3	1,3	-	∅1620	1800	224-250	250	300	5200
КТЗ-3,0(15)	3,22	1940	1940	1650	150-170	150	180	5470
КТЗ-3,0(22)	3,14	1940	1940	1850	200-220	250	200	8400

Для испытаний контейнеров предприятием «Струм» в г. Славутиче создан впервые на Украине испытательный полигон, который обеспечивает проведение испытаний контейнеров по всем параметрам: испытание на свободное падение, испытание на укладку штабелем, испытание на глубину разрушения, испытание защитных свойств (испытание ионизирующим источником).

В комплексе решаемых задач по ликвидации последствий аварии на ЧАЭС, НВИП «Струм» впервые в Украине на собственные средства разработало и изготовило опытный образец контейнеровоза КТРО-К (рис. 7.9) для

перевозки контейнеров типа КТЗ-1,3, КЗНП-2,1 и КТЗ-3,0. Проведены испытания контейнеровоза КТРО-К и получены все необходимые разрешения на его эксплуатацию. Контейнеровоз оборудован средствами дозиметрического контроля и светосигнальной установкой маячкового типа с громкоговорящей связью.

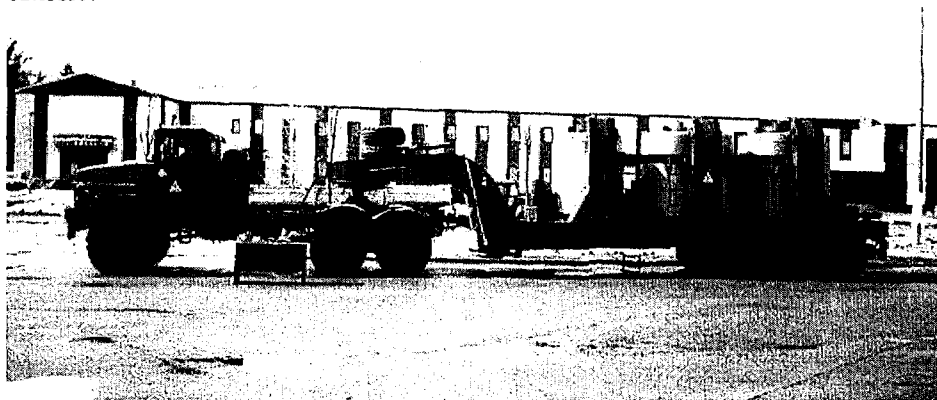


Рис. 7.9. Общий вид контейнеровоза КТРО-К.

В настоящее время НВИП «Струм» готово развернуть серийный выпуск контейнеровозов КТРО-К. Время изготовления серийного контейнеровоза – 4 месяца.

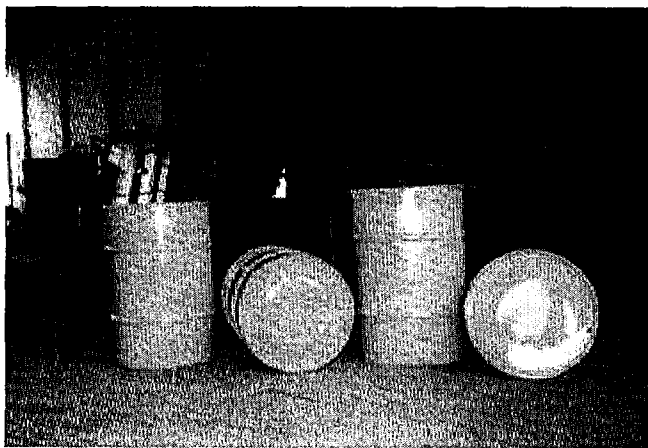


Рис. 7.10. Первичная упаковка РАО.

Для решения задач по первичной упаковке в НВИП «Струм» разработана, изготовлена и сертифицирована опытная партия первичной упаковки РАО.

Первичная упаковка представляет собой металлическую бочку (рис. 7.10), закрывающуюся крышкой, и предназначена для транспортировки и хранения (до 30 лет) твердых радиоактивных отходов (ТРО), шламов и отвержденных жидких радиоактивных отходов (ЖРО) не выше II группы опасности согласно СПОРО-85 и СПАС-88.

Первичная упаковка изготавливается в двух модификациях:

- ПУ-0,17 – с рабочим объемом 0,17 м³. Предназначена для компактирования (прессования) ТРО совместно с первичной упаковкой (тонкостенная);
- ПУ-0,20 – с рабочим объемом 0,20 м³, Предназначена для создания унифицированной дезактивирующей оболочки для разных видов ТРО, организованного хранения ТРО, упаковки и хранения прессованных и непрессованных ТРО, упаковки и хранения отвержденных ЖРО (битумные и цементные компаунды, стеклогрануляты, обезвоженный кристаллогидрат солей и т.п.), транспортирования ТРО на пункт переработки РАО или к месту их хранения, в том числе, в транспортно-защитных контейнерах КТЗ-1,3; КТЗ-3,0 (ТУ У13306137.006-99) или в составе транспортных упаковочных комплектов по ГОСТ 16327. НВИП «Струм» готово развернуть серийное производство указанных выше первичных упаковок.

В результате проведенного анализа, из общей структурной схемы контейнерного парка можно выделить тот минимальный ряд контейнеров, который может удовлетворить АЭС, и для которых существуют реальные условия для их производства [20].

1. Контейнер 90 дм³ – предназначен для сбора ТРО I группы в местах образования и транспортировки их местам накопления отходов на блоке. Оборудован колесами и ручками для возможности опрокидывания его контейнер-накопитель. Должен быть выполнен из достаточно легких материалов, допускающих многократно дезактивацию. На контейнер разработана конструкторская документация и изготовлен опытный образец институтом УкрНИПИПТ, г. Желтые Воды.

2. Контейнер 300 дм³ – предназначен для сбора отходов низкой плотности I группы в местах образования транспортировки их к местам накопления отходов на блоке. Оборудован колесами и ручками для возможного опрокидывания его в контейнер-накопитель. Должен быть выполнен из достаточно легких материалов и допускать многократную дезактивацию. На контейнер разработана конструкторская документация изготовлен опытный образец институтом УкрНИПИПТ, г. Желтые Воды.

3. Контейнер 1 м³ – предназначен для накопления отходов на блоке, транспортировке его либо в хранилищ либо в узел сортировки. Может использоваться для сжигаемых отходов при загрузке их в печь сжигания, для транспортировки отходов с АЭС на Центральное предприятие при условии организации биозащиты. Оборудован верхней загрузочной крышкой и разгрузочным днищем, а также грузозахватными приспособлениями, позволяющим использовать грузоподъемное оборудование АЭС. На контейнер разработана конструкторская документация изготовлены опытные образцы Киевским научно-исследовательским и проектно-конструкторским институтом «Энергопроект» для Хмельницкой АЭС.

4. Контейнер 5.85 м³ – предназначен для накопления на АЭС металлических отходов I группы, временного хранения их на АЭС и их транспортировки в биозащитном транспортном средстве на Центральное предприятие для переработки. Оборудован верхней загрузочной крышкой, а также грузозахватными приспособлениями, позволяющими использовать грузоподъемное оборудование АЭС и Центрального предприятия. На контейнер разработана конструкторская документация Институтом Патона, г. Киев.

5. Контейнер-бочка КРО-200 – предназначен для временного (в течение 30 лет) хранения отвержденных жидких радиоактивных отходов. Получена лицензия на опытную партию бочек заводом НСОиТ, г. Энергодар.

6. 180 шл/и 200-литровая бочка – по ГОСТ 13950-91 - предназначена для прессования отходов в ней и временного хранения на АЭС. Возможно использование для суперпрессования предварительно спрессованных отходов. Стандартная бочка, изготавливаемая на заводах Украины.

7. Контейнер А65.021 – предназначен для сбора и транспортировки отходов II группы от мест образования до хранилища и выгрузки их в хранилище навалом. Оборудован верхней загрузочной крышкой и разгрузочным днищем, грузозахватными приспособлениями и биозащитой. Контейнер предусмотрен проектами АЭС. Существует на некоторых АЭС. Возможна закупка необходимого количества контейнеров в России.

8. Контейнер 20-ти футовый (33 м³) – предназначен для транспортировки автомобильным и железнодорожным транспортом отходов от АЭС на Центральное предприятие по переработке РАО. При необходимости оборудуется биозащитой. Стандартный контейнер используется для обычных перевозок морским и железнодорожным транспортом. Изготавливается в Украине.

9. Контейнер КНПУ-10.5 - предназначен для транспортировки и временного хранения отходов. Контейнер используется на предприятиях УкрГО «Радон». Изготавливается в Украине и предполагается к использованию на предприятии «Вектор» и ПКОТРО ЧАЭС.

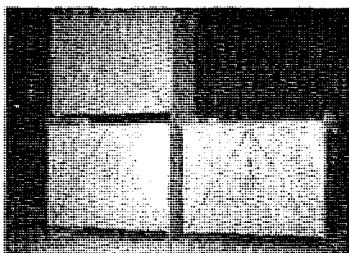
10. Контейнер КЗНП-2.1 – предназначен для транспортировки и захоронения ТРО низкой и средней активности. Контейнер лицензирован и сертифицирован. Изготавливается в Украине и предполагается для использования в хранилищах предприятия «Вектора».

Разработанные контейнеры типа КЗНП, к сожалению, по ряду показателей (большой вес, малая вместимость и др.) не удовлетворяют требованиям АЭС. Станциям необходим более легкий многофункциональный контейнер типа КНПУ-10,5 (разработка НТЦ КОРО). Вес контейнера – 2,1т, полезный объем – 10,5 м³. Этот контейнер позволяет осуществлять сбор РАО, их хранение, перевозку, захоронение без дополнительных перегрузок РАО.

С учетом дефицита площадей более удобным являлся бы меньший по габаритам контейнер КНПУ-6,5 (полезный объем 6,5 м³). Однако, он пока находится в стадии разработки. Кроме контейнеров для реализации схемы обращения с РАО АЭС Украины необходимо разработать вспомогательное оборудование для обращения с контейнерами, а именно: захваты, траверсы, направляющие для загрузки контейнеров в ячейки, пандусы для транспортировки контейнеров по блоку, специализированные тележки и т. п. [64, 117-122].

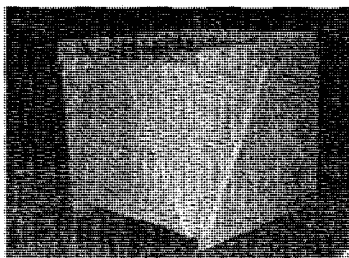
Основные типы разрабатываемых контейнеров показаны в таблице 7.15.

Таблица 7.15. Типы контейнеров, разработанных в Украине для обращения с РАО



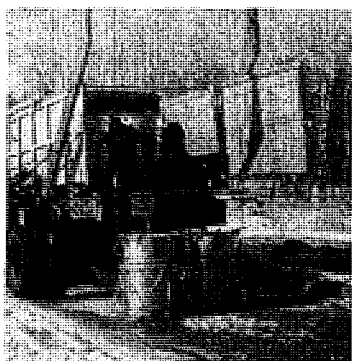
Контейнер КУ-1.

Емкость контейнера: 1 м^3 ;
Вес пустого контейнера: 280 кг;
Вес загруженного контейнера: 1000 кг;
Размеры мм (L x W x H): 1470x770x1300;
Толщина стенки, мм: 6;
Толщина пластиката, мм: 4;
Материал: углеродная сталь;
Назначение: временное хранение и перевозка ТРО низкой активности.;
Складирование: до 3-х ярусов в высоту;



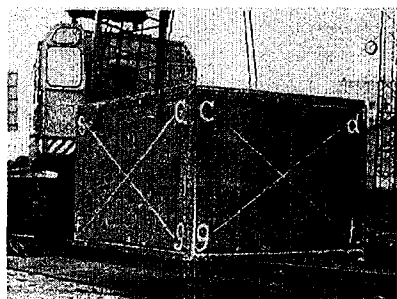
Контейнер КУ-2.

Емкость контейнера: 2 м^3 ;
Вес пустого контейнера: 360 кг;
Вес загруженного контейнера: 2000 кг;
Размеры мм (L x W x H): 1510x1410x1300;
Толщина стенки, мм: 6;
Толщина пластиката, мм: 4;
Материал - углеродная сталь;
Назначение – для сбора, хранения и перевозки ТРО низкой активности;
Складирование: до 3-х ярусов в высоту;



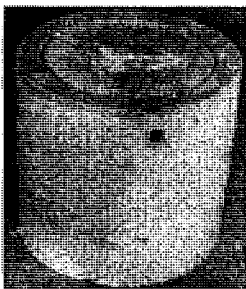
Контейнер КСТА – 0,2.

Емкость контейнера: $0,2\text{ м}^3$;
Вес пустого контейнера: 40 кг;
Вес загруженного контейнера: 400 кг;
Размеры мм (D x H): 592 x 855;
Толщина стенки, мм: 1,6;
Материал: нержавеющая сталь
Назначение: для многократного сбора и транспортировки ТРО 1, 2 групп в спецмашине ОТ-20;



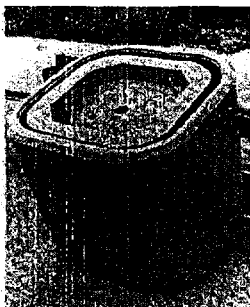
Контейнер КНПУ-10,5.

Емкость контейнера: $10,5\text{ м}^3$;
Вес пустого контейнера: 2400 кг;
Вес загружен. контейнера: 20000 кг;
Наружные размеры мм (L x W x H): 3000x2500x14050;
Материал: углеродная сталь;
Назначение: временное хранение, транспортировка и захоронение отвержденных ТРО низкой активности;



Контейнер КЗНЦ – 0,9.

Емкость контейнера: 0,9 м³;
Вес пустого контейнера: 3600 кг;
Вес загруженного контейнера: 5000 кг;
Наружн. разм. мм (D x H): 1470x1400;
Внутрен. разм. мм (D x H): 1075x980;
Толщина стенки камен. литья, мм: 45;
Толщина стенки ж/бетона, мм: 152,5;
Материал: ж/бетон, каменное литье;
Складирование: до 5-х ярусов.
Назначение: долгосрочное хранение и захоронение среднеактивных ТРО, содержащих α - активные, трансурановые и токсичные элементы;



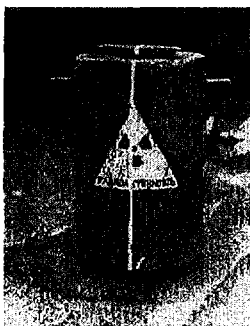
Контейнер КЗНП-2,1.

Емкость контейнера: 2,1 м³;
Объем занимаемый в хранилище: 6,96 м³
Вес пустого контейнера: 7200 кг;
Вес загруженного контейнера: 10000 кг;
Наружные размеры, мм (L x W x H): 1940x1940x1850;
Внутренние размеры, мм (L x W x H): 1500x1500x1000;
Толщина стенки, мм: 220;
Материал: железобетон;
Емкость: 200 л стандартных бочек, шт.: 4;
Складирование: до 5-х ярусов в высоту.
Назначение: долгосрочное хранение и захоронение низко- и среднеактивных ТРО.



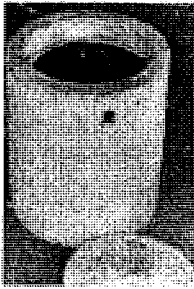
Контейнер КЗНП-6.5.

Емкость контейнера: 6,5 м³;
Объем заним. в хранилище: 11,62 м³
Вес пустого контейнера: 10000 кг;
Вес загруженного контейнера: 21500 кг;
Наружные размеры, мм (L x W x H): 2200x2200x2250;
Внутренние размеры, мм (L x W x H): 1800x1800x1800;
Толщина стенки, мм: 220;
Материал: железобетон;
Емкость: 200 л стандартных бочек, шт.: 18;
Складирование: до 5-х ярусов в высоту
Назначение: долгосрочное хранение и захоронение низко- и среднеактивных ТРО



Контейнер КС - 001.

Емкость контейнера: 0,01 м³;
Вес пустого контейнера: 2,4 кг;
Вес загруженного контейнера: 25 кг;
Размеры мм (D x H): 200x335;
Материал: углеродная сталь;
Складирование: до 3-х ярусов в высоту;
Назначение: для смешивания ЖРО с отверждающей матрицей и долгосрочного хранения.



Контейнер КЗНЦ – 0,3.

Емкость контейнера: $0,3 \text{ м}^3$;
Вес пустого контейнера: 1010 кг;
Вес загруженного контейнера: 1610 кг;
Наружн. разм. мм (D x H): 845x1245;
Внутрен. разм. мм (D x H): 600x980;
Толщина стенки камен. литья, мм: 40;
Толщина стенки ж/бетона, мм: 82,5;
Материал: ж/бетон, каменное литье;
Складирование: до 5-х ярусов;
Назначение: долгосрочное хранение и захоронение среднеактивных ТРО, содержащих α -активные, трансурановые и токсичные элементы;

Не следует опять же забывать, что лишь только в Украине существует кроме АЭС еще один источник РАО – 30-ти километровая зона отчуждения с временными ПЗРО и ПВЛРО послеаварийного периода.

В результате проведенных исследований Институтом поддержки АЭС [17], НАЭК «Энергоатом» и дальнейшего изучения и анализа данных по образованию радиоактивных отходов и заполнению хранилищ РАО и в соответствии с п. 2 решения протокола технического совещания от 22.09.99 по вопросу «Создание единого контейнерного ряда для МЧС и Минэнерго Украины на базе существующих разработок» предложены для преимущественного использования несколько типов контейнеров, конструкции которых согласованы с МЧС Украины (на случай перевозки и передачи РАО на длительное хранение или захоронение).

Использование этих типов контейнеров позволит создать (удовлетворяющую требованиям АЭС и МЧС Украины) транспортно-технологическую цепочку по обращению с РАО от их сбора до захоронения.

С целью проведения единой технической политики по обращению с РАО рекомендовано использовать на АЭС следующие типы контейнеров:

- 1) КРО-200, углеродистая сталь, $V = 0,2 \text{ м}^3$ – для сбора и хранения битумированных ЖРО, солевого плава;
- 2) Бочка тонкостенная, углеродистая сталь, $V = 0,17 \text{ м}^3$ – для сбора и прессовки РАО (РАО прессуются вместе с контейнером в «блины»);
- 3) Контейнер (бочка), углеродистая сталь, $V = 0,2 \text{ м}^3$ – для затаривания «блинов», цементирования ЖРО и «блинов», перевозки на комплекс «Вектор» для захоронения;
- 4) Контейнер КЗНЦ-2,1, железобетон, $V = 2,1 \text{ м}^3$ – для перевозки на комплекс «Вектор» и захоронения контейнеров (бочек $V = 0,2 \text{ м}^3$) с РАО II группы;
- 5) Контейнер КНПУ-10,5, углеродистая сталь, $V = 10,5 \text{ м}^3$ – для перевозки 24 контейнеров (бочек $V = 0,2 \text{ м}^3$).
- 6) Контейнер из углеродистой стали, $V = 5 - 6 \text{ м}^3$ – для перевозки 12 контейнеров (бочек $V = 0,2 \text{ м}^3$).

Реализация данной идеологии в разработке контейнеризации даст возможность предпринять реальные шаги по созданию единого параметрического ряда контейнеров и создаст предпосылки для повышения эффективности управления и безопасности в сфере обращения с РАО в Украине. До настоя-

шего времени АЭС Украины практически оставались один на один с решением контейнерной проблемы. В разные годы отдельными организациями и предприятиями проявлялась инициатива и делались попытки определения направлений развития и создания отдельных типов контейнеров. Именно благодаря этому, на сегодняшний день появился определенный опыт по созданию контейнера – от конструкторской документации до получения лицензии на серию. И именно, теперь должна начаться реальная работа по созданию контейнерного парка Украины.

Таблица 7.16. Ориентировочная потребность в различных контейнерах для АЭС, необходимая для определения перспектив развития контейнерного парка АЭС Украины

№	Контейнер	Количество	Примечание
1.	Контейнер-сборник 90 дм ³	20 шт/блок (600 шт)	С учетом г пуска ХАЭС-2 и РАЭС-4
2.	Контейнер-сборник 300 дм ³	10 шт/блок (230 шт)	
3.	Контейнер-накопитель	6 шт/блок (150 шт)	
4.	Для ТРО II гр.	25шт	
5.	Контейнер для металла 5,85 м ³	12шт	
6.	Бочка для ТРО I гр.	8000 шт/год + 20000 шт. для накопленных РАО	
7.	Для ТРО III гр. КНИ	15шт	
8.	Для ТРО III гр. ТЭН	15шт	
9.	Для ТРО III гр. ИК	15шт	
10.	Бочка для отвержденных ЖРО	8200 шт/год	С учетом пуска дополнит. ниток УГУ
11.	Транспортный контейнер	20шт	Прикреплены к ЦППРО

Глава 8. ПЗРО и ПВЛРО в зоне ликвидации последствий аварии

Пункты захоронения радиоактивных отходов (ПЗРО) и пункты временной локализации радиоактивных отходов (ПВЛРО) создавались в 1986-1987гг. войсками гражданской обороны при проведении дезактивационных работ вокруг 4-го блока ЧАЭС и прилегающей к нему территории. Это диктовалось сложившимся к моменту принятия решения об их создании радиационным состоянием территорий с учетом реальных технико-экономических возможностей в условиях проведения аварийно-восстановительных работ с целью снижения высоких уровней техногенного радиационного фона в районах выполнения ликвидационных мероприятий в 1986 – 1987гг. путем создания грунтовых хранилищ траншейного типа вблизи мест наибольшего поверхностного загрязнения. Общее количество траншей и буртов составляет более 800 единиц.

Принцип размещения обусловлен расположением действующих ПВЛРО в пределах сверхнормативно загрязненных территорий (зона отчуждения), проектируемыми технологическими процессами по обращению с захороненными в них отходами и необходимостью обеспечения условий безопасной локализации РАО с учетом радиационно-экологической и социально-экономической целесообразности.

ПЗРО рассчитаны на временную эксплуатацию до 30 лет и требуют особого внимания к обеспечению безопасной эксплуатации, так как создавались в чрезвычайных условиях 1986-1987 г. г. В то же время ПЗРО «Подлесный» имеет конструктивные дефекты, в связи с чем загрузка РАО в него прекращена. Необходимо также выполнить комплекс мероприятий для приведения ПЗРО «3-я очередь ЧАЭС» в полное соответствие требованиям, предъявляемым к ПЗРО.

В настоящее время ведутся работы по приведению ПЗРО в безопасное состояние. Реализация этих работ не осуществлена в полном объеме в связи с финансовыми и организационными трудностями.

ГСП «Комплекс» обеспечивает эксплуатацию экологически опасных хранилищ радиоактивных отходов – ПЗРО и ПВЛРО на основании лицензии №07/5-ЕО-0996-27 выданной Государственному предприятию «Комплекс» 12.09.96 г. Минэкобезопасности Украины. Основная задача ГПС «Комплекс» заключается в предотвращении выноса радиоактивного загрязнения за пределы зоны отчуждения.

В соответствии с Уставом Государственного специализированного предприятия «Комплекс», зарегистрированным 17.03.98 № 187, а также изменениями и дополнениями к Уставу, зарегистрированными 15.06.99 №187/30, предметом деятельности предприятия являются:

1. Обследование и инвентаризация мест хранения РАО в зоне отчуждения, ведение реестра радиоактивных отходов и кадастра хранилищ РАО, анализ экологической опасности мест скопления РАО и принятие решений по их локализации;
2. Дезактивация территории, зданий и сооружений, материалов и оборудования, машин и механизмов, сбор и захоронение радиоактивных и техногенных отходов;

3. Эксплуатация пунктов временной локализации радиоактивных отходов в зоне отчуждения и зоне безусловного (обязательного) отселения;

4. Эксплуатация технологических объектов и спецобъектов, связанных с хранением радиоактивных отходов;

5. Пылеподавление с целью предотвращения миграции радионуклидов;

6. Дезактивация спецодежды и белья для предприятий зоны отчуждения и зоны безусловного (обязательного) отселения, эксплуатация санпропускников;

7. Ремонт технологического и электротехнического оборудования;

8. Техническое обслуживание законсервированных объектов;

9. Хранение РАО;

10. Технологический радиационный контроль при выполнении работ основной деятельности;

11. Сопровождение научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ по усовершенствованию технологий и оборудования основной производственной деятельности;

12. Внедрение новой техники и технологий; международное сотрудничество по основной производственной деятельности предприятия;

13. Участие в работах по ликвидации радиационных аварий на предприятиях, учреждениях и организациях Украины;

14. Предоставление консультативно-методической помощи по устранению аварийных ситуаций и ликвидации последствий радиационных аварий на предприятиях, учреждениях и организациях;

15. Другие виды деятельности, которые не запрещены законодательством Украины и способствуют решению поставленной деятельности.

Государственное специализированное предприятие «Комплекс» обеспечивает эксплуатацию пунктов захоронения радиоактивных отходов (ПЗРО), представляющих экологическую опасность для окружающей среды из-за угрозы распространения из них радиоактивного загрязнения: «Подлесный» площадью 60 тыс. м² содержащий РАО 3-й группы активности; ПЗРО «Буряковка», площадью 140 тыс. м² содержащий радиоактивные отходы 1-й и 2-й группы активности; ПЗРО «3-я очередь ЧАЭС (Комплексный)», содержащий РАО 1-й и 2-й группы активности;

ГСП «Комплекс» проводит дезактивацию наиболее загрязненных участков территории и оборудования в зоне отчуждения для предотвращения распространения радиоактивного загрязнения за ее пределы, а также сбор, переработку, транспортировку и захоронение радиоактивных отходов с обеспечением безопасности работ в соответствии с требованиями Законов Украины «Об использовании ядерной энергии и радиационной безопасности», «Об обращении с радиоактивными отходами», другими нормативными документами и «Государственной программой обращения с радиоактивными отходами в Украине на 1996-2000гг. и до 2005 г.». Однако, ограничение финансирования не позволяет выполнять работы по программе в достаточном для соблюдения безопасности объеме.

Приведенные ниже данные по пунктам захоронения радиоактивных отходов (ПЗРО) и пунктам временной локализации радиоактивных отходов

(ПВЛРО) в 30-ти км зоне отчуждения получены путем анализа информации, имеющейся в документах указанных в перечне используемой литературы.

Таблица 8. 1. Пункты захоронения РАО в зоне отчуждения

№	Наименование	Масса, т	Объем, м ³	Активность, Ки
1	ПЗРО «Подлесный»	$2,2 \cdot 10^4$	$1,1 \cdot 10^4$	$7,0 \cdot 10^4$
2	ПЗРО «Комплексный»	$8,8 \cdot 10^4$	$8,8 \cdot 10^4$	$3,5 \cdot 10^4$
3	ПЗРО «Бураковка»	$7,7 \cdot 10^5$	$5,0 \cdot 10^5$	$6,5 \cdot 10^4$
4	ПЗРО «Чистоголовка»	$1,5 \cdot 10^5$	$1,6 \cdot 10^5$	$1,0 \cdot 10^2$
5	ПВЛРО «Стройбаза»	$3,7 \cdot 10^5$	$2,0 \cdot 10^5$	$3,5 \cdot 10^4$
6	ПВЛРО «Рыжий лес»	$2,5 \cdot 10^6$	$5,0 \cdot 10^6$	$1,3 \cdot 10^4$
7	ПВЛРО «Ст. Янов»	$1,5 \cdot 10^4$	$3,0 \cdot 10^4$	$1,0 \cdot 10^3$
8	ПВЛРО «Припять»	$1,1 \cdot 10^4$	$1,6 \cdot 10^4$	$0,7 \cdot 10^3$
9	ПВЛРО «Нефтебаза»	$2,6 \cdot 10^6$	$1,6 \cdot 10^6$	$1,7 \cdot 10^3$
10	ПВЛРО «Песчаное плато»	$9,1 \cdot 10^5$	$5,7 \cdot 10^5$	$5,0 \cdot 10^3$
11	ПВЛРО «Копачи»	$0,9 \cdot 10^5$	$1,1 \cdot 10^5$	$0,9 \cdot 10^3$
12	Пл. «Чернобыль (с/х. техника)»	$2,0 \cdot 10^3$	$1,0 \cdot 10^3$	$1,2 \cdot 10^2$
13	Пл. «Чернобыль(свалка)»	$4,1 \cdot 10^3$	$8,7 \cdot 10^3$	3,6
14	Пл. «Чернобыль (гор. свалка)»	$1,6 \cdot 10^5$	$3,2 \cdot 10^5$	15
15	Пл. «ЧРЭБ»	$2,0 \cdot 10^4$	$4,0 \cdot 10^4$	10
16	Емк. «Шламоотстойник» (Семиходы)	$0,4 \cdot 10^3$	$0,4 \cdot 10^3$	50
17	Емк. «Очистные ЧАЭС»	$0,2 \cdot 10^3$	$0,2 \cdot 10^3$	1,0
18	Емк. «Очистные Чернобыль»	$0,2 \cdot 10^3$	$0,2 \cdot 10^3$	1,0
19	Емк. «Сливы с ПуСО»	$1,3 \cdot 10^5$	$1,3 \cdot 10^5$	5,0
20	Об. «г. Припять»	$0,9 \cdot 10^7$	$1,8 \cdot 10^6$	$1,0 \cdot 10^3$
21	Об. «г. Чернобыль»	$7,7 \cdot 10^5$	$1,5 \cdot 10^6$	300
22	Об. «Поселки и с/х соор. 30 км зоны»	$8,8 \cdot 10^5$	$2,9 \cdot 10^6$	200
23	Об. «Природные «	$3,2 \cdot 10^8$	$1,1 \cdot 10^9$	$2,1 \cdot 10^5$
24	В/х «Пруд-охладитель»	$2,7 \cdot 10^6$	$1,4 \cdot 10^6$	$5,0 \cdot 10^3$
25	В/х «Подводящий канал 3-очер.»	$7,0 \cdot 10^4$	$7,0 \cdot 10^4$	$2,0 \cdot 10^3$

Пункт захоронения радиоактивных отходов (ПЗРО) «Подлесный» сооружен и принят в эксплуатацию в декабре 1986 г. в районе бывшего хутора «Подлесный» приблизительно в 2,5 км восточнее города Припять и на расстоянии 1,5 км севернее Чернобыльской АЭС. Расстояние до Припятского затона около 550 м и приблизительно 1,2 км севернее ПЗРО находится река Припять. С южной стороны к площадке ПЗРО примыкают поля фильтрации очистных сооружений.

Предназначен для захоронения РАО с мощностью дозы гамма-излучения от 50 Р/ч до 250 Р/ч (в контейнерах). Тип хранилища – модульный. Модули А-1 и Б-1 частично заполнены высокоактивными отходами: в модуль А-1 загружено 2650 м³ РАО, в модуль Б-1 загружено 1310 м³ РАО (рис 8.1). Поверх отходов в модули залит слой бетона толщиной 1.5 м и засыпан сверху слоем песчано-гравийной смеси.

Территория ПЗРО ограждена и оборудована средствами охранной сигнализации. На территории ПЗРО «Подлесный» имеется сеть контрольно-наблюдательных скважин (КНС) в количестве 26 шт. С 1986 года различными организациями в районе ПЗРО «Подлесный» пробурено 12 наблюдательных скважин, а в 1995 году КИИЗИ ЭП оборудовал дополнительно 14 стационарных наблюдательных скважин при подготовке проекта консервации по которому ведется постоянный контроль за состоянием грунтовых вод. На ПЗРО проводится регулярный контроль за техническим состоянием хранилища, производится ремонт ограждения, обновление знаков радиационной опасности, заделка обвалочной насыпи, выполняются профилактические работы на законсервированном технологическом оборудовании.

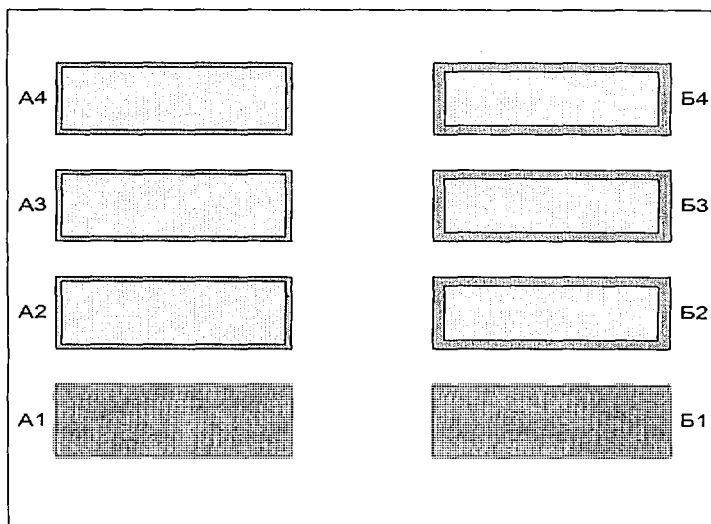


Рис. 8.1. Схема ПЗРО «Подлесный».

В конструкции ПЗРО имеются дефекты, в связи с чем загрузка РАО в ПЗРО прекращена в 1988 году. ПЗРО «Подлесный» требует принятия дополнительных специальных мер для обеспечения безопасности. Проект консервации ПЗРО «Подлесный» разрабатывает Киевский институт «Киевэнергопроект».

В состав ПЗРО «Подлесный» входят хранилища в виде модулей типа А (4 хранилища) и Б (4 хранилища). Строительные конструкции модулей представляют собой железобетонные стены, выполненные из монолитного бетона и бетонных блоков, установленных на общей фундаментной бетонной плите. Толщина стен модуля типа А равна 1,12 м, модуля типа Б – 2,4 м.

Радиоактивные отходы загружены только в модули А-1 и Б-1 приблизительно на половину объема. РАО относятся к 3-й группе согласно СПОРО-85, мощность дозы гамма-излучения составляет от 50 Р/ч до 250 Р/ч.

Сведения о количестве захороненных радиоактивных отходов и их радионуклидном составе имеют низкую степень определенности.

По результатам изысканий ВНИИАС, проведенных в 1988 году, и натурных обследований мест захоронения, выполненных предприятиями зоны отчуждения УДК, СП «Комплекс» и отделом радиогидрогеологии НТЦ НПО «Припять» в 1990 году, получена оценка радиоактивных отходов (таблица 8.2), размещенных в ПЗРО «Подлесный».

Данные этих оценок приведены в приложении «Результаты инвентаризации мест хранения и захоронения радиоактивных отходов по состоянию на 01.01.90 г.» и утверждены генеральным директором НПО «Припять». Методы обследований и оценок до настоящего времени не сохранились. Эти же данные в дальнейшем были использованы при составлении «Ведомостей инвентаризации мест хранения и захоронения радиоактивных отходов».

Таблица 8.2. Ориентировочный радионуклидный состав ПЗРО «Подлесный»

Радионуклид	Активность, Ки	Удельная активность, Ки/м ³	Вид излучения	Период полураспада T _{1/2}
⁹⁰ Sr	4,13×10 ⁶	1,04×10 ³	β	29,12 лет
⁹⁵ Zr	2,13×10 ⁴	5,38	β	63,98 сут
⁹⁵ Nb	2,13×10 ⁴	5,38	β	35,15 сут
⁹⁹ Tc	8,06×10 ³	2,04	β	2,13·10 ⁵ лет
¹⁰⁶ Ru	8,2×10 ⁶	2,07×10 ³	β	368,2 сут
¹⁰⁶ Rh	8,2×10 ⁶	2,07×10 ³	β	29,9 с
¹²⁵ Sb	2,94×10 ⁵	7,42×10 ¹	β	2,77 года
¹³⁴ Cs	4,03×10 ⁶	1,02×10 ³	β	2,062 года
¹³⁷ Cs	5,41×10 ⁶	1,37×10 ³	β	30 лет
^{137m} Ba	5,41×10 ⁶	1,37×10 ³	β	28,7 ч
¹⁴⁴ Ce	9,35×10 ⁶	2,36×10 ³	β	284,3 сут
¹⁴⁴ Pr	9,35×10 ⁶	2,36×10 ³	β	17,28 мин
¹⁴⁷ Pm	5,55×10 ⁶	1,4×10 ³	β	2,6234 года
¹⁵¹ Sm	8,4×10 ³	2,12	β	90 лет
¹⁵⁴ Eu	3,91×10 ⁵	9,87×10 ¹	β	8,8 года
¹⁵⁵ Eu	2,42×10 ⁵	6,11×10 ¹	β	4,86 года
²⁴³ Am	5,04×10 ²	1,27×10 ⁻¹	α	7380 лет
²³⁹ Pu	1,41×10 ⁴	3,56	α	24065 лет
²⁴⁴ Cm	1,68×10 ⁴	4,24	α	18,11 года
²⁴⁰ Pu	3,31×10 ⁴	8,36	α	6537 лет
²³⁸ Pu	5,42×10 ⁴	13,9	α	87,74 года
²³⁸ U	2,64×10 ¹	6,67×10 ⁻³	α	4,468·10 ⁹ лет
²⁴² Pu	9,03×10 ¹	2,28×10 ⁻²	α	3,763·10 ⁵ лет
²⁴¹ Am	7,56×10 ³	1,91	α	432,2 года
²⁴¹ Pu	5,07×10 ⁶	1,28×10 ³	β	14,4 года

По данным ведомости инвентаризации в ПЗРО «Подлесный» размещено радиоактивных отходов в количестве 22 тыс. тонн, объемом 11 тыс. м³, активностью – 3·10¹⁵ Бк (7·10⁴ Ки).

Обследования ПЗРО «Подлесный» были выполнены также в 1990 – 1991 гг. ВНИПИЭТ при разработке рабочего проекта консервации ПЗРО. При этом было определено, что в ПЗРО находятся радиоактивные отходы с актив-

ностью $7 \cdot 10^7$ Ки. По прогнозам ВНИПИЭТ суммарная активность РАО к 2000 году снизится до величины $2,0 \cdot 10^7$ Ки.

Таблица 8.3. Состав РАО ПЗРО «Подлесный» по α - и β -загрязненности (по данным ВНИПИЭТ)

Удельная активность	Общая загрязненность, Ки/м ³	α -загрязненность Ки/м ³	β -загрязненность Ки/м ³
		16621,0	32,1
Относительные единицы	1	0,0019	0,9981
Проценты	100%	0,19%	99,81%

Методы оценки данных, представленных в таблице 8.3, отсутствуют. Эти данные значительно отличаются по количеству радиоактивных отходов (активности), приведенных в ведомости инвентаризации. Для получения более достоверных данных о радиоактивных отходах, находящихся в ПЗРО «Подлесный», необходимо провести дополнительные обследования хранилищ ПЗРО.

ПЗРО «Буряковка» расположен в 23 км от ЧАЭС и принят в эксплуатацию в феврале 1987 года. ПЗРО «Буряковка» является основным пунктом по приему, переработке и контролируемому хранению РАО в зоне отчуждения. Предназначен для захоронения твердых радиоактивных отходов (ТРАО) 1 и 2 группы по мощности дозы гамма-излучений (до 1 Р/час). ПЗРО «Буряковка» является долговременным хранилищем, но по действующим регламентирующим документам не рассчитан на захоронение долгоживущих радиоактивных отходов. Охрана осуществляется постом милиции.

ПЗРО «Буряковка» имеет 30 траншей - хранилищ со средней емкостью одного хранилища 22 – 23 тыс. м³. В настоящее время заполнено и законсервировано 20 траншей, заполнено и подготовлено к консервации 4 траншеи, частично заполнено 2 траншеи, резерв составляет 4 траншеи. Конструктивно хранилище РАО представляет собой траншею (искусственное заглубление в рельефе местности) с размерами в плане 58,8 x 150 м и глубиной 5,6 м. Размер по дну траншеи 100 м. Боковые стенки выполнены с уклоном 1:4. По дну и боковым стенкам выполнен глиняный экран толщиной 1,0 метр и выравнивающий слой из местного грунта толщиной 0,6 метра (рис 8.2). Загрузка РАО в траншею производится «навалом» или с использованием разовых металлических контейнеров. Срок контролируемого хранения твердых РАО в законсервированных траншеях по рекомендациям разработчиков проекта, ВНИИ-ПИЭТ, г. Санкт-Петербург, составляет 30 лет.

Радиоактивные отходы доставляются на спецавтотранспорте на пункт дозиметрического контроля, где проводится дозиметрический контроль и оформление документации. Измерения и расчет суммарной и удельной активности твердых радиоактивных отходов, поступающих на ПЗРО «Буряковка», проводятся по временной инструкции, разработанной УДК (ГСП «Радэк»). Мощность экспозиционной дозы измеряется приборами ДП-5В и МКС-01Р. До 1997 года объем радиоактивных отходов определялся по заполнению кузова автомобиля и по плотности рассчитывалась масса РАО.

С 1997 года на ПЗРО «Буряковка» смонтированы автовесы 504 2РС – ЗОДЦ24АсМ1, которые обеспечивают измерение массы в диапазоне 0,2 – 5,0 т (погрешность ± 10 кг), 5,0-20,0 т (погрешность ± 15 кг) и 20,0 – 30,0 т (погрешность ± 20 кг).

Суммарная активность вычисляется по формуле:

$$A = 3,0 \cdot M \cdot X, \text{ мКи,}$$


где: M – масса РАО в кузове автомобиля, т;

X – среднее значение экспозиционной дозы, мР/ч.

Данные измерений записываются в специальные журналы. Два раза в месяц производится отбор проб (5 проб с каждой автомашины), преимущественно сыпучими РАО однородными по составу. При этом точки пробоотбора выбираются равномерно расположенными по площади кузова автомашины. Статистическая ошибка определения ^{137}Cs не превышает 15%. На последующих этапах проводится анализ на содержание ^{90}Sr и изотопов плутония.

Условные обозначения

 Заполненная, законсервированная траншея

 Заполненная и не законсервированная траншея

 Заполняемая траншея

 Резервная траншея

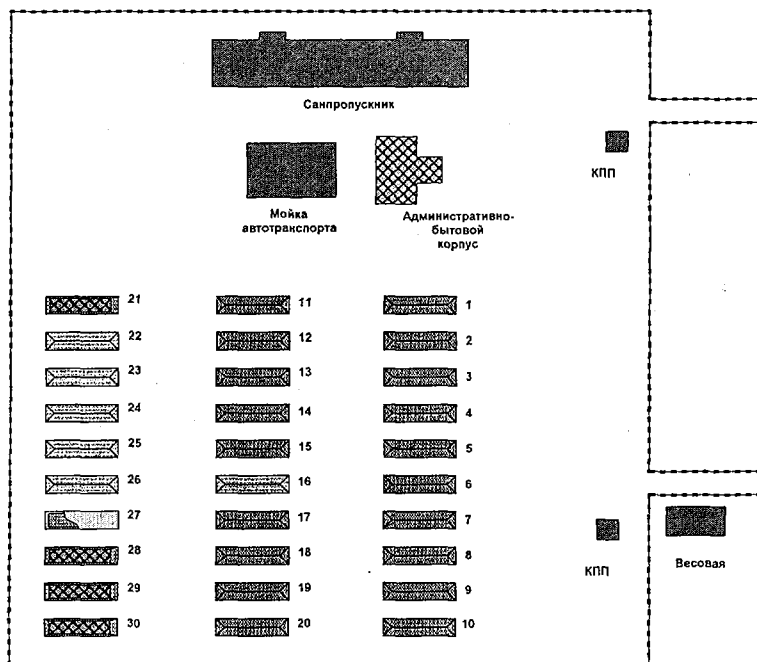


Рис. 8.2. Схема ПЗРО «Буряковка».

В зависимости от типа, отходы направляются либо на захоронение в траншею, либо на площадку складирования металлических РАО. В траншее ТРО складированы навалом, по мере заполнения уплотняются тяжелой техникой. Когда траншея заполнена до проектных отметок, уплотненные РАО за-

сыпаются местным грунтом слоем 0,6 м (выравнивающий слой). Грунт уплотняется бульдозером.

По выравнивающему слою отсыпается и тщательно уплотняется глиняный экран толщиной 0,5 м. На уплотненном экране отсыпается защитный слой из местного грунта толщиной 1 м, по нему – слой растительного грунта и высевается трава. По контуру законсервированной траншеи устраивается водоотводящая канава и сеть контрольно-наблюдательных скважин (КНС) в количестве 96 шт., из которых ежеквартально производится отбор проб воды на определение содержания Cs¹³⁷ и Sr⁹⁰. Кроме того, ведется регулярный контроль состояния закрытых траншей, содержания радионуклидов в воздухе бытовых и производственных помещений, работоспособности оборудования и механизмов, проектных отметок и т.д. Уплотненные РАО засыпаются местным грунтом слоем 0,6 м (выравнивающий слой). Грунт уплотняется бульдозером.

Конструкция системы сбора дождевых стоков предусматривает выход воды на поля фильтрации за пределы ПЗРО в незначительных объемах после обильных дождей. В 1999 г. выход воды на поля фильтрации не зафиксирован.

В среднем за год поступает около 30 – 40 тыс. м³ радиоактивных отходов. В настоящее время в ПЗРО «Буряковка» захоронено 806,3 тыс. тонн РАО, в объеме 590 тыс. м³, суммарная активность которых составляет 2,435x10¹⁵ Бк (по данным инвентаризационных ведомостей). Основные данные о принятых на хранение в ПЗРО «Буряковка» РАО по состоянию на 31.03.2000 года приведены в таблице 8.4.

Таблица 8.4. Основные данные о принятых на хранение РАО по ПЗРО «Буряковка»

Годы	Объем, м ³	Масса, тонн	Активность, Бк	Примечание
1987-1996	502000,0	794000,0	2,422·10 ¹⁵	оценочные данные
1997	22878,0	24287,6	4,170·10 ¹⁵	
1998	37367,5	35526,895	4,856·10 ¹²	по данным реестра РАО
1999	42072,5	43014,893	6,016·10 ¹²	по данным реестра РАО
2000	6116,05	6497,127	6,178·10 ¹¹	по данным реестра РАО
Всего	610434,05	903326,5	2,438·10 ¹⁵	

Радиационный контроль объектов ПЗРО «Буряковка» проводится в соответствии с «Регламентом работ по радиационному контролю объектов зоны отчуждения», утверждаемым директором ГП «РАДЭК».

По результатам мониторинга, проводимого ГП «РАДЭК» радиоэкологическая обстановка на территории ПЗРО «Буряковка» в течение 1999 г оценивалась следующим образом: Средняя годовая доза на одного работника ГСП «Комплекс» 2,05 мЗв. Максимальная мощность экспозиционной дозы – 1,87 мР/ч. Концентрация радионуклидов в воздухе не превышает ДКА и составляет в среднем: ¹³⁷Cs – 1,1x10⁻³ Бк/м³; ⁹⁰Sr – 2,2x10⁻⁵ Бк/м³; ²³⁸⁺²³⁹⁺²⁴⁰Pu – 6,4x10⁻⁷ Бк/м³. Удельные активности верхнего слоя почвы на территории ПЗРО не превышают по: ¹³⁷Cs – 4,0x10³ Бк/кг; ⁹⁰Sr – 29x10² Бк/кг; ²³⁸⁺²³⁹⁺²⁴⁰Pu

– 0,74 Бк/кг. Вклад α -содержащих радионуклидов в суммарную активность не превышает 2%.

С целью обеспечения возможности дополнительного увеличения объемов радиоактивных отходов для захоронения на ПЗРО «Буряковка» намечается проведение работ по созданию новых хранилищ РАО. С этой целью рассматриваются варианты:

1. Железобетонное хранилище модульного типа.

2. Приповерхностные хранилища траншейного типа конструктивно аналогичные действующим, но большие по объему.

3. Приповерхностные межтраншейные хранилища траншейного типа.

По железобетонному хранилищу модульного типа киевским институтом «Энергопроект» разработан проект, по которому необходимо выполнить доработки с учетом дополнительных требований законодательства и провести экологическую экспертизу. В такое хранилище можно захоронить радиоактивные отходы в объеме более 50 тыс. м³.

По приповерхностным хранилищам траншейного типа, аналогичным имеющимся, разрабатывается проектная документация. Предполагается строительство двух траншей такого типа с общим объемом до 130 тыс. м³. По приповерхностным межтраншейным хранилищам траншейного типа разработаны основные технические решения. В траншею может быть захоронено до 40 тыс. м³ РАО. При использовании 15 хранилищ этого типа можно дополнительно захоронить до 600 тыс. м³.

Пункты временной локализации радиоактивных отходов (ПВЛРО) сооружались без проектной документации, не имеют инженерных защитных сооружений и перекрытий, создавались без учета гидрогеологических условий на их территориях. По территориальному расположению все ПВЛРО объединены в сектора и приказом администрации зоны отчуждения от 27 августа 1996 года № 83 за ГП «Комплекс» закреплены объекты:

ПВЛРО «Копачи» площадью 1250 тыс.м²;

ПВЛРО «Припять» площадью 700 тыс.м²;

ПВЛРО «Чистоголовка» площадью 60 тыс.м²;

ПВЛРО «Песчаное плато» площадью 880 тыс.м²;

ПВЛРО «Нефтебаза» площадью 420 тыс.м²;

ПВЛРО «Старой стройбазы» площадью 1220 тыс.м²;

ПВЛРО «Новой стройбазы» площадью 1250 тыс.м²;

ПВЛРО «полигон Корогод» площадью 1250 тыс.м²;

ПВЛРО «станция Янов» площадью 1280 тыс.м²;

ПВЛРО «Рыжий лес» площадью 400 тыс.м².

Хранилища типа ПВЛРО не отвечают требованиям нормативных документов, обеспечения их безопасной эксплуатации и в разной степени оказывают отрицательное воздействие на окружающую среду. Наиболее опасны в настоящий момент ПВЛРО, которые находятся вблизи реки Припять. Это, в первую очередь, ПВЛРО «Нефтебаза» и «Песчаное плато». Траншеи ПВЛРО «Нефтебаза» постоянно или частично затапливаются или подтапливаются. ПВЛРО «Рыжий лес» содержит большое количество радиоактивных отходов с высокими уровнями удельной активности, однако, в настоящее время, он является скорее потенциально, чем реально опасным объектом для окружаю-

шей среды. Накопление РАО по ПЗРО и ПВЛРО в 1990 г. и 1998 г. показано на рис. 8.3.

Тем не менее, все ПВЛРО требуют серьезного внимания. По некоторым из них уже сейчас необходимо принимать срочные меры по локализации или перезахоронению из них радиоактивных отходов.

В зоне отчуждения регулярно проводятся поиск, обследования, исследования и инвентаризация хранилищ радиоактивных отходов. В то же время, при разработке проектов и принятии технических решений следует использовать данные инвентаризации, проведенной в соответствии с действующими в Украине регламентирующими документами.

Инвентаризация РАО и ИИИ проводится во всех предприятиях, организациях и учреждениях Украины независимо от форм собственности. Государственная инвентаризация проводится один раз в три года. Конкретные сроки инвентаризации определяет орган государственного управления в сфере обращения с радиоактивными отходами.

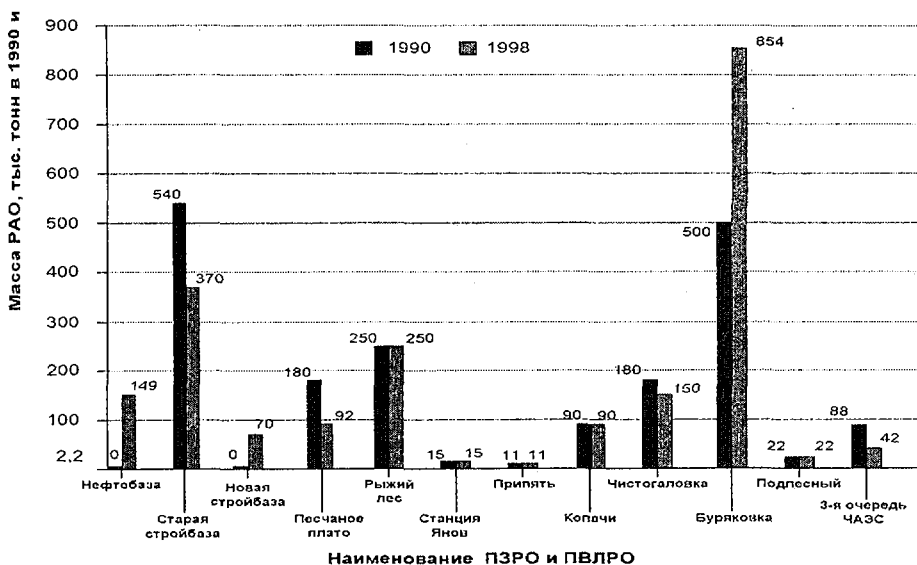


Рис. 8.3. Накопление РАО по ПЗРО и ПВЛРО в 1990 г. и 1998 г.

В зоне отчуждения функционирует региональный центр учета радиоактивных отходов зоны отчуждения при ГСП «Комплекс», созданный в соответствии с постановлением Кабинета Министров Украины от 29.04.96г. № 480. Данные инвентаризаций радиоактивных отходов, проводимых на всех предприятиях зоны отчуждения, передаются в региональный центр зоны отчуждения при ГСП «Комплекс», который ведет реестр РАО и кадастр хранилищ РАО по результатам обследований и инвентаризации.

Обследования зоны отчуждения с 1986 года проводили различные институты и предприятия – ВНИПИпт, ГНЦРОС, институт геологии, ИГФМ

НАНУ, ГСП «Комплекс», НТЦ КОРО, УДК (ГСП «Радэк»), подразделения Госкомгидромета и другие. При этом были использованы различные как наименования мест размещения радиоактивных отходов (в том числе и ПВЛРО), так и терминология, что затрудняет сравнение и анализ этих материалов для оценки динамики изменения состояния хранилищ за прошедшие годы. В зоне отчуждения перечень хранилищ и их наименования определены инвентаризационной ведомостью, которая переутверждается каждые 2 – 3 года.

Систематизированные обследования ПВЛРО в соответствии с регламентирующими документами были начаты в 1990 году. Данные обследований вносились в инвентаризационную карточку по установленной форме. В 1991 – 1992гг. обследования проводились ЧНИПС НИПИ (г. Москва), который обследовал участки ПВЛРО «ст. Янов» и «Рыжий лес». В дальнейшем работы по обследованиям ПВЛРО проводились НТЦ КОРО по договору с ГСП «Комплекс».

На рис. 8.4. показано хранение загрязненной техники на в зоне отчуждения.



Рис. 8.4. Хранение загрязненной техники на ПВЛРО в зоне отчуждения.

В 1993 году в НПО «Припять» было принято решение о приоритетности обследования ПВЛРО по критерию опасности выноса радиоактивного загрязнения в р. Припять:

- ПВЛРО «Нефтебаза»;
- ПВЛРО «Песчаное плато»;

- ПВЛРО «Станция Янов»;
- ПВЛРО «Рыжий лес».

В настоящее время полностью завершены обследования ПВЛРО «Нефтебаза» и «Песчаное плато».

В дальнейшем очередность обследований предполагается изменить с учетом работ, которые должны проводиться на территории возле ЧАЭС в связи с преобразованием объекта «Укрытие» и снятия с эксплуатации ЧАЭС. Первоочередными должны быть обследования ПВЛРО «Старая стройбаза».

В процессе обследований ПВЛРО проводились радиационные, геофизические, гидрогеологические и аналитические исследования, а также специальные работы. При этом ставилась задача оценить геолого-гидрологические условия захоронений, степень загрязнения грунтовых вод, получить необходимые данные для инвентаризации захоронений для ввода их в реестр РАО и кадастр хранилищ РАО и использования этих данных при проектировании и реализации инженерных мероприятий по предотвращению миграции радионуклидов в окружающую среду.

Данные о характеристиках ПВЛРО получались по результатам:

- измерений полей ионизирующих излучений на участке и отбора проб из поверхностного слоя грунта;
- проведением гамма-опробования и гамма-зондирования массива пород микрозондом;
- гамма-каротажа и геофизических исследований в скважинах, проводимых на глубину 3 – 5 м с отбором керна;
- отбора проб подземных вод иглофильтрами из массива и пробоотборниками из скважины.

ПВЛРО «Нефтебаза» расположен на правом берегу реки Припять вдоль южного побережья Припятского затона. Часть территории ПВЛРО расположена в пойменной части реки Припять (приблизительно половина), часть – на первой надпойменной террасе. ПВЛРО разделено условно на три участка: 5.1, 5.2, 5.3. Обследования участка 5.1 проведены в 1994 г., участков 5.2 и 5.3 – в 1995 г. Общая площадь сектора ПВЛРО, на которой сосредоточены захоронения РАО, составляет 70 га. На территории ПВЛРО сосредоточено 224 захоронения в виде траншей и буртов. В захоронениях складирован радиоактивный грунт, железобетонные конструкции речного причала, щебень, деревья. Глубина захоронений от 1,5 до 3,5 м. Протяженность и ширина их колеблется в очень широких пределах. Уровень грунтовых вод колеблется от 0,5 м до 1,5 м в пойменной части территории и от 5,7 до 10 м на территории террасовой части. В паводковый период захоронения РАО в пойменной части территории ПВЛРО затапливаются.

Запасы долгоживущих отходов по состоянию на 1994-1995 гг. по сектору ПВЛРО «Нефтебаза» составили $35,5 \cdot 10^{10}$ Бк.

ПВЛРО «Рыжий лес» расположен к югу от г. Припять и на запад от ЧАЭС. Общая площадь превышает 2000 тыс. м². Условно ПВЛРО разделен на пять участков. Обследования проведены ЧНИПС НИПИПромтехнологии (г. Москва) в 1992 году только для участка 2.1. Участок занимает площадь около 100 га и расположен в 1 км на юго-восток от железнодорожной станции Янов, а с востока примыкает к автодороге Чернобыль-Припять. На участке имеется

49 захоронений траншейного типа и 8 захоронений типа «бурт». В захоронениях размещен загрязненный радионуклидами грунт, погибшие деревья, конструкции дачных строений. В паводковый период подтапливаются 32 траншеи. Запасы долгоживущих РАО составляют $100 \cdot 10^{10}$ Бк.

ПВЛРО «Песчаное плато» расположено на правом берегу реки Припять северо-западнее ЧАЭС на расстоянии 3,5 км. Западной границей ПВЛРО примыкает к северо-восточной окраине г. Припять. Площадь территории ПВЛРО составляет 78 га. Обследования ПВЛРО были завершены в 1998 году.

На территории ПВЛРО имеется 82 захоронения РАО траншейного типа и 8 захоронений типа «бурт». Радиоактивные отходы представляют собой, в основном, загрязненный радионуклидами грунт. Запасы долгоживущих радиоактивных отходов составляют $4,44 \cdot 10^{10}$ Бк.

Захоронения не контактируют с грунтовыми водами. Величина зоны аэрации от подошвы захоронений до уровня грунтовых вод колеблется от 3,5 до 7,0 м.

ПВЛРО «Станция Янов» расположен к югу от железной дороги в районе станции Янов. Обследования ПВЛРО «Станция Янов» проведены в 1993 г. только для одного участка 3.1. Участок расположен в 1,5 км к югу от г. Припять. С юга участок ограничен автодорогой, ведущей к ПЗРО «Буряковка», с севера участком железной дороги станция Янов – станция Семиходы. Площадь участка составляет 16 га. На участке сосредоточено 38 захоронений РАО в виде траншей. Длина траншей колеблется от 8 до 100 м, ширина от 1,5 до 10 м, глубина от 1,5 до 2,0 м. В захоронения размещен верхний слой снятого при дезактивации грунта, погибшие деревья, строительный мусор, образовавшийся от сноса дачных строений.

В настоящее время участок покрыт сосновым лесом 8 – 10 летней давности. Уровень грунтовых вод колеблется в пределах от 3 до 4 метров.

Запасы долгоживущих РАО (без учета ^{243}Am) по состоянию на 1993 г. составили $0,158 \cdot 10^{10}$ Бк.

Технический осмотр всех ПЗРО и ПВЛРО производится ответственными лицами ГСП «Комплекс» согласно утвержденных графиков и карт технологических процессов на обслуживание ПЗРО. Состояние законсервированных траншей на ПЗРО «Буряковка» проверяется ежедневно, модулей ПЗРО «Подлесный» - один раз в неделю.

ПЗРО «3 очередь ЧАЭС» («Комплексный») не относится к сфере деятельности ГСП «Комплекс» так, как он находится на промплощадке Чернобыльской АЭС. Но в связи с остановом 3-го энергоблока и выводом ЧАЭС из эксплуатации в конце 2000 года а также учитывая теперешнее состояние ПЗРО «3 очередь ЧАЭС» («Комплексный») ему безусловно будет уделено достаточно большое внимание.

ПЗРО расположен на территории ЧАЭС к западу от градирен 3-ей очереди ЧАЭС. Принят в эксплуатацию в 1986 г. Тип хранилища – частично бетонная камера, разделенная на секции. Камеры сверху частично закрыты бетонными плитами, на которые уложен метровый слой уплотненной глины и слой грунта. Объем РАО составляет 26196 м^3 , суммарная активность 3771 Ки. Объект законсервирован с декабря 1988 г. и охраняется постом милиции.

Продольная ориентация захоронения РАО – СВ-ЮЗ. По периметру хранилище огорожено колючей проволокой. Геометрические размеры захоронения и его радиационные характеристики определены с помощью разведочного бурения, гамма – сканирования скважин и визуального осмотра в местах просадки грунта, перекрывающего захоронение.

В юго-западной части граница захоронения практически совпадает с контуром ограждения. С северо-западной стороны контур захоронения совпадает с контуром ливневой канавки, а с северо-восточной стороны контур захоронения распространяется, примерно, до 30 м за ливневую канавку. С восточной и западной стороны захоронение РАО ограничено вертикальными железобетонными стенами.

В результате ознакомления с различными документами, касающимися ПЗРО «3-я очередь», выяснилось, что этот пункт захоронения имеет несколько названий – ПВЛРО «Комплексный», ПЗРО «Комплексный», ПВЛРО «3-я очередь». Однако, согласно лицензии на эксплуатацию ПЗРО и ПВЛРО № 07/5-Е0996-27, выданной Министерством охраны окружающей природной среды и ядерной безопасности 12.09.96 г. Этот пункт захоронения имеет официальное название – «3-я очередь ЧАЭС».

В процессе работы над книгой были изучены, практически, все имеющиеся документы, касающиеся ПЗРО «3-я очередь ЧАЭС». Данные о количестве РАО, их активности, приведенные в этих документах, весьма противоречивые. О степени воздействия ПЗРО на объекты окружающей среды, практически, нигде не идет речи, поэтому этим вопросам при обследовании ПЗРО было уделено первоочередное внимание.

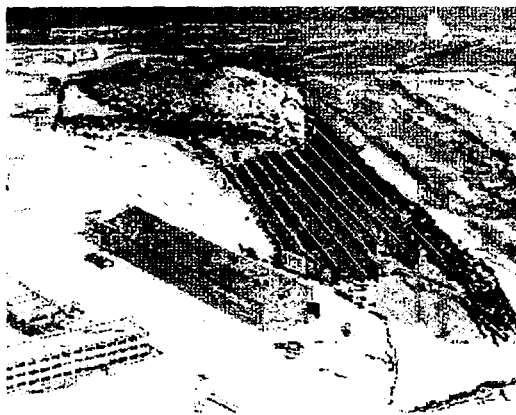


Рис. 8.5. Фрагмент восстановленной фотографии ПЗРО «3-я очередь ЧАЭС» перед закрытием хранилища.

С помощью ранее произведенного разведочного бурения и гамма-зондирования были определены истинные границы ПЗРО, определен объем и вес РАО, заложенных в хранилище, а также рассчитаны их активность на момент обследования. На основании этих данных был выполнен прогноз миграции

радионуклидов из ПЗРО и предложены первоочередные технические решения по ограничению их воздействия на окружающую среду.

ПЗРО «3-я очередь ЧАЭС» представляет собой недостроенное хранилище сухих РАО низкой и средней активности 3-ей очереди ЧАЭС. Оно состоит из семи каньонов, продольные стены которых длиной от 90 до 140 метров выполнены из сборного железобетона. Ширина каждого каньона ~ 6 метров, высота стен ~ 5 метров, торцевые стены отсутствуют и в них отсутствуют глиняные замки. В каньоны насыпом помещены контейнеры объемом приблизительно 1 м^3 .

Эти данные получены путем анализа фотографий, сделанных с вертолета в период, когда в хранилище были загружены контейнеры, и его консервация еще не началась. Реставрированный, фрагмент фотографии приведен на рис. 8.5.

Согласно документа «Конструкция захоронения отходов» сверху контейнеры с РАО должны быть засыпаны песком до горизонтальной поверхности, затем уложены железобетонные плиты, поверх плит должен быть насыпан слой естественного грунта толщиной 1.0 – 1.5 метра поверх которого уложена глина толщиной 1.0 м. Сверху утрамбованной глины укладывается почвенный слой толщиной 15 – 20 см и посеяны многолетние травы.

Согласно документа «Техническое решение о консервации хранилища «3-я очередь ЧАЭС» от 25.05.87г. железобетонные плиты должны закрыть все хранилище, однако, в дальнейшем было разрешено их не класть (резолюция на документе «Техническое решение о консервации «3-ей очереди ЧАЭС» от 25.05.87г.»

Относительно объема хранилища в документах имеется довольно противоречивые сведения. В документе программа «Могильники», разработанная в развитии п.п. 2.3.4, 2.3.5 «Комплексной программы по снижению доз облучения персонала ЧАЭС и организаций в 30-км зоне на 1987 – 1988гг.», датированным декабрем 1986г., указывается величина ~ 20000 м^3 ; в других документах 50000 м^3 ; и 88000 м^3 .

В акте санитарно-технического состояния ПЗРО в 30- км зоне ЧАЭС делаются выводы, что в ПЗРО «3-я очередь ЧАЭС» имеются высокоактивные отходы (ВАО), находящиеся в металлических контейнерах емкостью 1 м^3 . Максимальное количество контейнеров с ВАО может составлять 11500 шт., мощность экспозиционной дозы от контейнеров достигает 10 – 20 Р/ч, а в отдельных случаях до 100 Р/ч.

В отчете «Оценка экологической опасности РАО, локализованных на территории 3-ей очереди и стройбазы ЧАЭС и разработка мероприятий по ее предотвращению» приведены следующие данные об объеме, количестве контейнеров и активности РАО, сосредоточенных в контейнерах:

- количество контейнеров – 11500 шт.;
- суммарный объем хранилища – 88000 м^3 ;
- суммарная активность – 35000 Ки;
- активность ^{137}Cs – 21000 Ки;
- активность ^{90}Sr – 14000 Ки;
- активность $^{239,240}\text{Pu}$ – 250 Ки;

- мощность эквивалентной дозы на поверхности 10 – 40 мкбэр/ч (0.1 – 0.4 мкЗв/ч), а в северной части до 0.9 мбэр/ч (9 мкЗв/ч);
- в отчете исключается подтопление хранилища грунтовыми водами.

Все сведения полученные в обзоре материалов, использовались как исходные данные перед началом обследования ПЗРО «3-я очередь ЧАЭС».

С помощью разведочного бурения установлена ширина хранилища – 46 м, учитываемая толщину стен. Продольные стены каньонов выполнены из сборного железобетона. Ширина каждого каньона – 6м. На момент обследования (май 1996г.) восточная стена каньона была практически полностью оголена в верхней ее части, что дало возможность точно определить ее длину – 124 м, торцевые стены отсутствуют. Дно хранилища выполнено из монолитного железобетона.

На поверхности хранилища имеется множество провалов, образовавшихся в результате просадки грунта. Некоторые провалы вдоль восточной стены достигают дна хранилища, что дало возможность точно определить высоту стен каньона – 5.2 м. На дне хранилища обнаружена вода.

В июле 1996г. все провалы были засыпаны песком без его уплотнения и перекрытия верхнего слоя глиной, но в октябре – ноябре 1996г. в этих местах снова появились провалы, через которые вода с поверхности проникает в захоронение, что явно не способствует локализации распространения радионуклидов за пределы хранилища. В местах провалов хорошо просматриваются контейнеры с РАО. Контейнеры, заложенные в хранилище, перекрыты песком практически до высоты стен и не перекрыты железобетонными плитами. Поверх песка уложена и уплотнена глина толщиной от 0.2 м на края хранилища до 2.0 м по продольной оси захоронения. Сверху глиняного экрана находится почвенный слой толщиной 0.1 – 0.2 м. Дневная поверхность хранилища покрыта густой травой.

По периметру хранилища имеется ливневая канавка с четырьмя водосборными колодцами, предназначенными для сбора поверхностных вод. Колодцы частично засыпаны песком и гидроизоляции не имеют. Откачка и контроль поверхностных вод с колодцев не производится.

Радиационное обследование ПЗРО «3-я очередь ЧАЭС» заключалась в измерении параметров гамма-, бета-, и альфа излучения на поверхности хранилища и внутри его, отборе и спектрометрическом анализе проб грунта с поверхности и проб воды в непосредственной близости от контура хранилища. Территория ПЗРО была разбита геофизической сетью с шагом 10x10 м. В узлах сети приборами МКС-01р и КРБ-1 проводились измерения γ - и β -излучения.

В результате замеров определено, что мощность эквивалентной дозы γ -излучения колеблется от, практически, фоновых значений до 30 мкЗв/ч. Максимально измеренное значение – 34 мкЗв/ч было зарегистрировано в северной части хранилища.

Загрязнение α -излучающими радионуклидами измерялось в характерных точках поверхности ПЗРО (впадины, провалы, точки наибольших значений γ - и β -излучений). Загрязнение α -излучающими радионуклидами поверхности ПЗРО не превышает 1,0 α -част./см²мин. Распределения наиболее часто встречающихся значений загрязнения поверхности ПЗРО γ - и β -излучающими

радионуклидами представлены на диаграммах рис. 8.6. Как видно из диаграмм, около 84 % территории ПЗРО загрязнено γ -излучающими радионуклидами с мощностью эквивалентной дозы от фоновых значений до 5 мкЗв/ч., и около 75 % территории ПЗРО загрязнено β -излучающими радионуклидами с плотностью потока от 50 до 500 β -расп./см²мин.

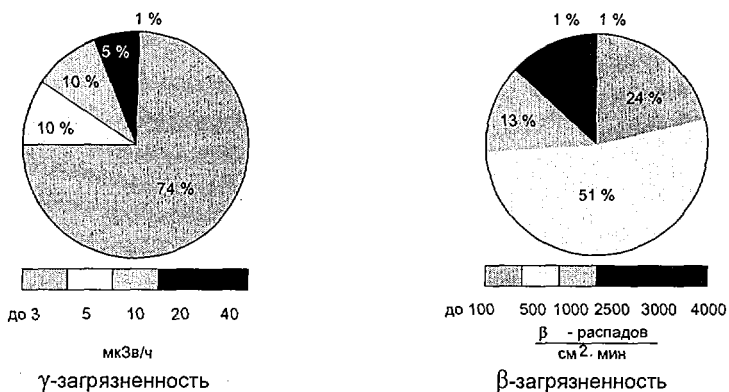


Рис. 8.6. Диаграммы распределения загрязненности по площади ПЗРО «3-я очередь ЧАЭС».

Плотность поверхностного загрязнения ¹³⁷Cs приведенной в отчете «Разработка проектов консервации ПВЛРО в 30-км зоне отчуждения ЧАЭС, составляет на 84% территории ПЗРО до 31 Ки/км².

При определении объема РАО, заложенных в контейнеры приняты следующие исходные данные, полученные с помощью натуральных наблюдений и разведочного бурения:

- длина восточной стенки хранилища – 124 м;
- ширина каждого каньона – 6м;
- глубина каждого каньона – 5м;
- количество каньонов – 7;
- размеры контейнеров – 1х1х1 м.

По натурным наблюдениям и по фотографии определено, что контейнеры загружены в каньоны навалом. Приняв коэффициент заполнения каньонов равным 0,7, определено количество загруженных в хранилище контейнеров. Определено также, что контейнеры загружены в среднем на 0,7 их объема. Основываясь на вышеприведенных параметрах определен объем РАО, заложенных в контейнеры.

Средняя длина каждого каньона, количество контейнеров, объем и вес РАО, заложенных в контейнеры, приведены в табл. 8.5.

Из информации, приведенной в «Акте обследования могильников от 25.02.87 г.» и «Оценки экологической опасности РАО, локализованных на территории 3-ей очереди и стройбазы ЧАЭС и разработка мероприятий по ее предотвращению» от 25.09.93г., известно, что контейнеры загружены в хранилище в 1987 г. Учета поступление РАО в хранилище в это время не велось.

Можно предположить, что в контейнеры загружены обломки конструкций четвертого блока ЧАЭС, верхний слой почвы и другие отходы с промплощадки ЧАЭС. Эти предположения подтверждаются и при обследовании контейнеров, которые видны в провалах (некоторые крышки контейнеров сдвинуты).

Таблица 8.5. Характеристики каньонов ПЗРО «III очередь ЧАЭС»

№ каньона	Средняя длина каньона, м	Количество контейнеров, шт.	Объем РАО в контейнерах, м ³	Вес РАО, т (при $\rho=1.6 \text{ т/м}^3$)
1	117	2457	1 720	2752
2	94	1 974	1 382	2211
3	117	2457	1 720	2752
4	143	3003	2121	3394
5	132	2 772	1 940	3104
6	130	2730	1 911	3058
7	109	2289	1 602	2563
Всего		17642	12396	19834

Принимая среднюю плотность материалов, заложенных в контейнеры, равной $1,6 \text{ т/м}^3$, определялся вес радиоактивных отходов. При различных подходах, к определению объема РАО, заложенных в контейнеры, можно считать, что реальный объем составляет не более 18000 м^3 , но не 50000 м^3 или 80000 м^3 .

Согласно «Техническому решению о консервации 3-ей очереди ЧАЭС» от 25.05.87г. и «План хранилища ТРО» южную пазуху хранилища разрешалось загружать РАО из могильника «Ромашка». Для определения контуров заложения РАО вне железобетонного хранилища было выполнено гамма-зондирование территории, находящейся за пределами каньонов. В результате гамма-зондирования оказалось, что радиоактивные отходы имеются не только в южной, но и в северной пазухе хранилища. Средняя глубина заложения РАО в эти пазухи около 3 м, а площадь заложения – $4\,600 \text{ м}^2$. Суммарный объем РАО, заложенных в эти пазухи составляет $13\,800 \text{ м}^3$, а вес – $22\,080 \text{ т}$.

Таким образом, объем РАО, заложенный в ПЗРО «3-я очередь ЧАЭС», составляет 26196 м^3 , а их вес – 41914 т .

При обследовании ПЗРО «3-я очередь ЧАЭС» по створу восточного каньона были пробурены разведочные скважины через 10 м с глубиной до упора в верхний слой контейнеров. Гамма-каротаж этих скважин показал, что мощность экспозиционной дозы в верхнем слое контейнеров колеблется от 1.0 до 15 мР/ч. Кроме того, многочисленные провалы обнажили часть контейнеров, что позволило измерить мощность экспозиционной дозы непосредственно на стенках контейнеров, которая составляла от 1.0 до 47 мР/ч. Таким образом было обследовано несколько десятков контейнеров.

Если пренебречь ослаблением стенками контейнеров (толщина металла – 1–1.5 мм), то можно рассчитать удельную активность РАО в контейнерах.

При расчетах принято, что захоронение РАО представляет собой бесконечную, однородную среду с равномерно распределенной активностью, то

согласно отчета ЦНИИГеолнеруд «Изучение миграции радионуклидов из ПЗРО «Подлесный» и 3-ей очереди ЧАЭС, зная мощность экспозиционной дозы, можно рассчитать удельную активность РАО в хранилище по формуле:

$$A_{\gamma} = (X \cdot \mu) / (4\pi K_{\gamma}),$$

где: A_{γ} – удельная активность РАО, Ки/кг;

X – мощность экспозиционной дозы, Р/ч;

μ – коэффициент линейного поглощения веществом РАО, см⁻¹ для песка $\mu = 0.14$,

K_{γ} – гамма - постоянная излучающего радионуклида, Р·см²/ч·мКи)
(для ¹³⁷Cs $K_{\gamma} = 3.192$).

Расчет удельной активности основных радионуклидов приведен для:

$$A_{\text{уср}} \text{ } ^{137}\text{Cs} = 5,2 \cdot 10^{-5} \text{ Ки/кг} \quad (19,24 \cdot 10^5 \text{ Бк/кг}), \quad A_{\text{умax}} \text{ } ^{137}\text{Cs} = 1,75 \cdot 10^{-4} \text{ Ки / кг} \\ (6,48 \cdot 10^6 \text{ Б к/кг}).$$

В отчете НТЦ КОРО «Разработка проектов консервации ПВЛРО в 30-км зоне отчуждения ЧАЭС», приведены, полученные экспериментально, соотношения между основными радионуклидами: $A_{\gamma} \text{ } ^{90}\text{Sr} = 0,73 A_{\gamma} \text{ } ^{137}\text{Cs}$; $A_{\gamma} \text{ } ^{239,240}\text{Pu} = 0,5 \cdot 10^{-2} A_{\gamma} \text{ } ^{137}\text{Cs}$;

Тогда, $A_{\text{уср}} \text{ } ^{90}\text{Sr} = 3,8 \cdot 10^{-5} \text{ Ки/кг} \quad (14,1 \cdot 10^5 \text{ Бк/кг}), \quad A_{\text{умax}} \text{ } ^{90}\text{Sr} = 1,28 \cdot 10^{-4} \text{ Ки/кг} \quad (4,74 \cdot 10^6 \text{ Бк/кг}),$

$A_{\text{уср}} \text{ } ^{239,240}\text{Pu} = 1,9 \cdot 10^{-7} \text{ Ки/кг} \quad (7,0 \cdot 10^3 \text{ Ки/кг}), \quad A_{\text{умax}} \text{ } ^{239,240}\text{Pu} = 0,64 \cdot 10^{-6} \text{ Ки/кг} \quad (2,37 \cdot 10^4 \text{ Бк/кг});$

Зная общий вес РАО, заложенных в хранилище (41914 т), определена активность основных радионуклидов ¹³⁷Cs, ¹³⁷Cs и ^{239,240}Pu:

$$A_{\text{ср}} \text{ } ^{137}\text{Cs} = 2179,5 \text{ Ки}, \quad A_{\text{маx}} \text{ } ^{137}\text{Cs} = 7335 \text{ Ки};$$

$$A_{\text{ср}} \text{ } ^{90}\text{Sr} = 1592,7 \text{ Ки}, \quad A_{\text{маx}} \text{ } ^{90}\text{Sr} = 5365 \text{ Ки};$$

$$A_{\text{ср}} \text{ } ^{239,240}\text{Pu} = 7,9 \text{ Ки}, \quad A_{\text{маx}} \text{ } ^{239,240}\text{Pu} = 26,8 \text{ Ки}.$$

Исходя из расчетных данных, полученных на момент обследования, следует, что РАО в хранилище являются низко- и среднеактивными, но не высокоактивными как указывается в отчетах «Ядерная безопасность при обращении с высокоактивными отходами зоны отчуждения», а активности основных радионуклидов, приведенные в отчете «Оценка экологической опасности РАО, локализованных на территории 3-ей очереди и стройбазы ЧАЭС и разработка мероприятий по ее предотвращению» завышены, примерно, на порядок.

Абсолютная отметка подошвы хранилища - 110,13 м, а абсолютные отметки УГВ на экстремальные даты – 110,83 м и 110,65 м. Следовательно, хранилище затоплено грунтовыми водами на 0.7 м и 0.52 м соответственно. Это было подтверждено и результатами разведочного бурения.

Постоянный контроль за радионуклидным составом района ПЗРО «3-я очередь ЧАЭС» ведет УДК. Пробы воды для анализа отбираются из наблюдательных скважин, расположенных по периметру площадки ПЗРО. Ближайшее расстояние контрольных скважин УДК к бортам ПЗРО составляет 20 – 25 м. Пробы воды для радиохимического анализа, отбирались как можно ближе от борта ПЗРО, так как отобрать воду в самом ПЗРО практически невозможно.

Все пробы воды отличаются повышенными концентрациями ⁹⁰Sr, (от 0,5·10⁻⁹ Ки/л до 8,4·10⁻⁹ Ки/л), что превосходит ДКВ по самой «грязной» пробе

в 20 раз. Следовательно, ПЗРО должно рассматриваться как источник загрязнения грунтовых вод.

Проблема снижения возможного загрязнения грунтовых вод в районе ПЗРО может быть решена при закрытии ЧАЭС. В этой ситуации, при спуске пруда-охладителя вблизи береговой полосы и в пределах третьей очереди строительства ЧАЭС ожидается снижение уровня грунтовых вод до 3 – 4 м, что в свою очередь приведет к снижению содержания радионуклидов в грунтовых водах.

ПЗРО «3-я очередь ЧАЭС» является источником загрязнения грунтовых вод и не соответствует требованиям СПОРО-85 и нормам, определенным нормативным документом «Захоронение радиоактивных отходов в приповерхностных хранилищах» (НД 306.604.95). *Хранилище «3-я очередь ЧАЭС» должно быть отнесено по статусу к классу ПВЛРО.* Для снижения дозовых нагрузок на персонал необходимо провести дезактивационные работы на территории, прилегающей к ПЗРО и создать дополнительные инженерные барьеры на пути выноса радионуклидов за пределы хранилища с грунтовыми водами.



Рис. 8.7. Общий вид автоматизированной системы контроля радиационной обстановки (АСКРО) смонтированной на ЧАЭС (СРРМ-2).

Контроль радиационной обстановки в 30-км зоне, в том числе и на промышленной площадке ЧАЭС осуществляется автоматизированной системой контроля радиационной обстановки (АСКРО) рис. 8.7, которая была смонтирована и запущена в эксплуатацию в декабре 1986 года.

Система АСКРО обеспечивает контроль радиационной обстановки по МЭД, контроль жидких сбросов по удельной объемной активности (УОА) сбрасываемой циркуляционной воды, определение превышения значений параметров (МЭД, УОА) над контрольными уставками.

Она предназначена для своевременного опроса датчиков физической информации (ДФИ)), определения факта радиационной аварии, определения

и прогнозирования изменений радиационной обстановки в 30-ти км зоне а также для прогнозирования дозовых нагрузок персонала, населения.

Оборудование системы АСКРО состоит из установок СРРМ-1, СРРМ-2, модема 600/19200 НУ, персонального компьютера, цветного монитора.

Установка СРРМ-2 является автономным устройством, осуществляющим сбор физической информации по 20 каналам от датчиков ДФИ с отображением и хранением собранной информации на пульте ПСОИ-2. В состав установки входит пульт ПУ-2, стойка питания и сигнальная карта с трехцветной сигнализацией превышений контрольных уровней.

Пульт управления имеет два табло: цифровое табло вывода информации и табло контроля исправности пульта. Размещение датчиков ДФИ – 1, 2 представлено на рис. 8.8, контрольные уровни, типы датчиков контроля показаны в таблице 8.5.

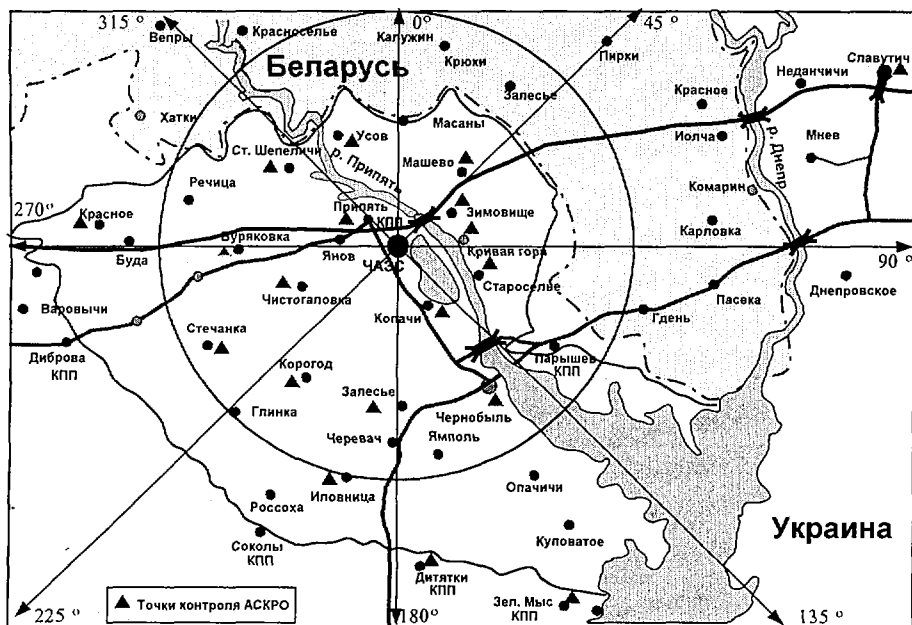


Рис. 8.8. Схема размещения точек контроля АСКРО.

Установка СРРМ-2 обслуживает одно из направлений в системе контроля радиационной обстановки 30-км зоны (промплощадка ЧАЭС). Информация с установки СРРМ-2 выводится через линии связи на центральную установку СРРМ-1, находящуюся в ГНПП «РАДЕК». Также на установку СРРМ-1 выводится информация и от других направлений.

С установки СРРМ-2 на СРРМ-1 может передаваться информация с 10 каналов. С установки СРРМ-1 информация направляется на ЭВМ, далее в компьютерную сеть ЦСОИ АСКРО ГНПП «РАДЕК». Модемная связь обес-

печивает передачу данных по выделенной телефонной линии с компьютерной сетью ЦСОИ АСКРО и передачи данных из ЦСОИ АСКРО ГНПП «РАДЕК» в компьютер.

Таблица 8.5. Контрольные уровни точек контроля АСКРО

Направление	№	Контрольная точка	Базовые показания	Единицы измерения	Тип датчика
I	1-1	АБК - I	0,325	мР/час	ДГ - I
	1-2	ДГС - 2	0,475	мР/час	ДГ - I
	1-3	ВЗС - 2	2,500	мР/час	ДГ - I
	1-4	Пожедео	0,350	мР/час	ДГ - I
	1-5	ХОЯТ	1,150	мР/час	ДГ - I
	1-6	ХЖТО	36,000	мР/час	ДГ - I
	1-7	ВЗС - 4	8,000	мР/час	ДГ - I
	1-8	ВЗС - 2	аварийный	Р/час	БДМГ - 30
	1-9	ХЖТО	аварийный	Р/час	БДМГ - 30
	1-10	АБК - I	аварийный	Р/час	БДМГ - 30
II	2-1		резерв		
	2-2	Подводящий канал	11,000	Отн. едн.	УДЖГ
	2-3	БПК	0,100	мР/час	БДМГ - 08р
	2-4	Припять	0,070	мР/час	БДМГ - 08р
	2-5	Сбросной канал	0,056	мР/час	БДМГ - 08р
	2-6	Ст. Щепеличи	0,045	мР/час	БДМГ - 08р
	2-7		резерв		
	2-8		резерв		
	2-9	Лаборатория ОВД	0,200	мР/час	БДМГ - 08р
	2-10		резерв		
III	3-1	Копачи	0,090	мР/час	БДМГ - 08р
	3-2	Кривая гора	0,055	мР/час	БДМГ - 08р
	3-3	Староселье	0,032	мР/час	БДМГ - 08р
	3-4	Чистогаловка	0,090	мР/час	БДМГ - 08р
	3-5	Машево	0,085	мР/час	БДМГ - 08р
	3-6	Усов	0,230	мР/час	БДМГ - 08р
	3-7	Бураковка	0,330	мР/час	БДМГ - 08р
	3-8	Красное	0,080	мР/час	БДМГ - 08р
	3-9	Беневка	0,035	мР/час	БДМГ - 08р
	3-10	Зимовище	0,090	мР/час	БДМГ - 08р
IV	4-1	Чернобыль	0,045	мР/час	БДМГ - 08р
	4-2	Правит. комиссия	0,032	мР/час	БДМГ - 08р
	4-3	Комбинат	0,027	мР/час	БДМГ - 08р
	4-4	Чернобыль - 2	0,058	мР/час	БДМГ - 08р
	4-5	Дитятки	0,022	мР/час	БДМГ - 08р
	4-6	Стечанка	0,021	мР/час	БДМГ - 08р
	4-7	Корогод	0,027	мР/час	БДМГ - 08р
	4-8	Зеленый Мыс	0,018	мР/час	БДМГ - 08р
	4-9	Иловица	0,028	мР/час	БДМГ - 08р
	4-10	Славутич	0,020	мР/час	БДМГ - 08р

Компьютер обрабатывает данные, поступающие от модема 600/19200 НУ, выводит их на терминал и записывает в базу данных, используя локальную вычислительную сеть ЧАЭС. На компьютере установлено системное, прикладное программное обеспечение и сетевой адаптер для передачи информации в компьютерную сеть.

Цветной монитор отображает данные о радиационной обстановке в 30-км зоне, а также данные о выбросах в венттрубу 1, 2-ой очереди ЧАЭС и метеорологические параметры в г. Припять. В случае выхода из строя ПЭВМ или неисправности рабочего канала связи, используется резервный канал связи и дополнительно устанавливается оборудование.

Анализируя состояние ПЗРО и ПВЛРО зоны отчуждения в целом и выполнение требований по обеспечению безопасности при захоронении РАО в ПЗРО и ПВЛРО изложенные в нормативном документе «Захоронение радиоактивных отходов в приповерхностных хранилищах» НД ЯРБ можно сделать вывод о том, что не соблюдены основные требования по обеспечению безопасности.

Эксплуатация объектов, имеющих отношение по обращению и переработке радиоактивных отходов (РАО) в зоне отчуждения вокруг Чернобыльской АЭС, имеет свои специфические особенности. В связи с тем, что они расположены на территории с высокими уровнями загрязнения в результате аварии на Чернобыльской АЭС, к радиационному контролю на этих объектах не могут быть применены в полной мере требования основных нормативных документов НРБУ-97, ОСП-72/87, СПОРО-85 и др.

Среди особенностей, характерных для их эксплуатации, можно выделить следующее:

1. Невозможность выделения собственной для каждого объекта по обращению с РАО санитарно-защитной зоны, т.к. вся территория зоны отчуждения попадает под определение, изложенное в ОСП-72/87. Зоны наблюдения в ее буквальном понимании здесь не существует вообще. Участки, на которых расположены эксплуатируемые объекты, характеризуются высокими собственными уровнями радиоактивного загрязнения, поэтому выделение на этом фоне составляющей радиационного влияния объектов по обращению с РАО на окружающую среду весьма затруднено.

2. Персонал, работающий на объектах по обращению с РАО, проводит фактически половину рабочего времени на территории зоны отчуждения, т.е. в условиях повышенного радиационного облучения.

3. В результате того, что вся зона отчуждения сама является радиационно-опасным объектом и инициирует постоянный вынос радионуклидов за ее пределы, система радиационного мониторинга не имеет однозначной привязки к объектам по обращению с РАО.

4. Выбор площадок для сооружения хранилищ, сама конструкция хранилищ, технология их эксплуатации не обеспечивают локализацию радиоактивного материала и безопасности загрязнения грунтовых вод, возможен вынос радионуклидов грунтовыми водами в объекты природной среды, радиоактивное загрязнение из ПЗРО и ПВЛРО поступает в р. Припять при паводках и с грунтовыми водами.

5. Невозможность значительных ремонтных работ и постоянного, активного административного контроля.

6. Невозможность защиты от какого-либо преднамеренного вмешательства или контакта с отходами в любое время после прекращения активного административного контроля.

7. Содержание радионуклидов, физическая и химическая форма отходов не совместима с проектом хранилища и характеристиками площадки.

8. Контейнеры для захоронения отходов не соответствуют системе обращения с РАО. Проекты контейнеров не согласованы Госатомнадзором Украины.

9. Содержание жидкости внутри контейнеров и между контейнерами приводит к разрушению контейнеров в результате внутренней и внешней коррозии.

10. Отходы, содержащие альфа- активные радионуклиды, захоронены в общих упаковках.

11. Отходы не обладают структурной стабильностью. Изменения структуры отходов приводят к нарушению общей стабильности модулей хранения, что приводит к обрушению и проседанию перекрытий, приводящих к попаданию воды в модули.

В тоже время следует заметить, что работы, выполненные ГСП «Комплекс» по ликвидации мест неконтролируемого скопления РАО, по дезактивации поверхности ПВЛРО «Старая стройбаза» и других участков зоны отчуждения, а также проведение безопасной эксплуатации хранилищ радиоактивных отходов, организация постоянного контроля состояния пунктов временной локализации РАО и мест хранения радиоактивно загрязненной техники и материалов значительно ограничили возможность распространения выявленных радиоактивных отходов по территории зоны отчуждения и за ее пределы.

Исходя из реальных условий состояния экономики Украины можно констатировать, что деятельность ГСП «Комплекс» обеспечила реальный результат по снижению опасности влияния зоны отчуждения на окружающую среду, что подтверждает обоснованность проводимых предприятием работ и выбранных приоритетов.

Глава 9. Газообразные радиоактивные выбросы

Современные требования к обеспечению радиационной безопасности персонала и населения изложены в рекомендациях Международной комиссии по радиологической защите (МКРЗ). Они использованы при установлении национальных норм радиационной безопасности (в Украине НРБУ-97), которые определяют допустимые дозы облучения лиц из персонала населения, проживающего в районе расположения АЭС.

Пределы дозы (ПД) для населения, обусловленные газообразным выбросом, учитывают всю совокупность факторов, формирующих дозу. Эти факторы учитывают пути воздействия (прямой и косвенный), группы населения, критические органы, метеорологические и географические условия и т.п. На основе этого санитарными правилами проектирования и эксплуатации АЭС установлен среднесуточный и среднемесячный допустимый выброс (ДВ) радиоактивных газов и аэрозолей в атмосферу, учитывающий опыт эксплуатации АЭС и рассеяние радионуклидов через трубы.

На радионуклиды, имеющие большой период полураспада и способные концентрироваться в отдельных органах организма (костях, желудочно-кишечном тракте и т.п.), санитарными правилами установлены специальные нормы выброса.

В состав газообразных выбросов входят радиоактивные газы (нуклиды ксенона, криптона, аргона, летучие соединения йода, трития) и аэрозоли.

Это объясняется тем, что вследствие весьма широкой гаммы физико-химических свойств и нуклидного состава аэрозолей их воздействие на организм человека может быть весьма опасным.

Воздействие радиоактивных аэрозолей на организм человека осуществляется в основном за счет внутреннего облучения. Внешнее облучение от радиоактивных аэрозолей мало по сравнению с облучением от радиоактивных газов.

Можно отметить два пути попадания аэрозолей внутрь организма. Первый – ингаляционный. Аэрозольные частицы, вдыхаемые с воздухом, осаждаются на внутренней поверхности органов дыхания, затем проникают в кровь и разносятся по организму. Радионуклиды селективно концентрируются в критических органах. Второй путь – так называемые пищевые цепочки. Попавшие в воздух, выбрасываемый через высотные вентиляционные трубы АЭС, радиоактивные аэрозоли оседают на землю, траву, листья, включаются в пищевые цепочки и могут оказаться в организме человека. Опасность внутреннего облучения заключается в длительности воздействия долгоживущих радиоактивных нуклидов, так как у многих из них период полураспада и, соответственно полувыведения из организма человека, достаточно большой.

К газообразным радиоактивным выбросам АЭС относятся газы, аэрозоли, дымы и туманы, содержащие в своем составе радионуклиды (ИРГ, I_2 , 3H , ^{14}C , аэрозольные выбросы изотопов стронция – ^{89}Sr , ^{90}Sr и цезия – ^{134}Cs , ^{137}Cs и др.), в количествах, превышающих допустимые нормы.

Впервые термин «аэрозоли» (аэро - воздух, золь - частица) появился в конце первой мировой войне для обозначения облаков отравляющих веществ, примененных германской армией. Это название предложил американский

физик Гиббс, чтобы охватить все разнообразие аэродисперсных систем, включая частицы пыли, туманов, ядовитых дымов и т. п. Радиоактивные аэрозоли в большой степени определяют радиационную обстановку как и внутри помещений АЭС, так и на окружающую среду.

Аэрозоли представляют собой дисперсную систему с газообразной средой и твердой или жидкой дисперсной фазой. В настоящее время этим термином обозначают более или менее устойчивую систему, состоящую из газаносителя (или смеси газов, в том числе воздуха) и диспергированных в носителе мельчайших твердых или жидких частиц.

Из-за разнообразия аэрозолей пока нет твердой их классификации. Аэрозоли можно классифицировать по происхождению, по величине частиц, физико-химическим и другим свойствам. Наиболее распространены в природе и в промышленности воздушные аэрозоли. Поэтому формально любой газ или воздух есть аэрозольная система, содержащая то или иное количество аэрозольных частиц. Для наглядности заметим, что в 1 см^3 обычного воздуха, которым мы дышим, содержится от нескольких сотен до нескольких тысяч частиц размером от тысячных долей микрона до 10 мкм (в зависимости от запыленности помещения, времени года, местности и т.д.). На промышленных объектах, например, на ТЭС, при сгорании органических топлив, кроме твердых продуктов сгорания, в дымах имеются и пары влаги, и сконденсировавшиеся жидкие частицы. Они способны создать в газоходах аэрозольные системы с содержанием твердых и жидких продуктов сгорания до 50 г/м^3 (приблизительно до $10^5 - 10^6 \text{ част./см}^3$).

В чистом виде тот или иной тип аэродисперсной системы встречается редко. В промышленности в аэродисперсных системах присутствуют как твердые, так и жидкие частицы. На АЭС в некоторые вентиляционные системы часто попадают пары теплоносителя вследствие его протечек, а в период пусковых работ и строительная пыль. Поэтому на АЭС образуются практически все типы аэрозолей, но концентрация частиц в них не особенно велика.

В своих трудах, один из основоположников науки об аэрозолях Н.А. Фукс, определяет минимальный размер частиц, подающийся измерению, примерно равным 10^{-7} см . Более мелкие частицы (около 10^{-8} см), образующиеся в результате распада отдельных молекул радиоактивных инертных газов с образованием веществ, находящихся в обычных условиях в твердом состоянии, обладают очень высокой скоростью диффузии. Поэтому они не могут существовать в свободном виде в аэродисперсной системе. Эти частицы очень быстро либо соединяются с более крупными, либо оседают на стенках помещений и воздуховодов [33].

Все аэродисперсные системы можно классифицировать по следующим основным принципам:

- по способу образования и агрегатному состоянию дисперсной фазы;
- по размеру частиц, входящих составной частью в аэродисперсную систему;
- по признакам радиационной опасности;
- от наличия или отсутствия электрических зарядов;
- от природы их происхождения.

По способу образования и агрегатному состоянию дисперсной фазы в настоящее время все аэрозоли подразделяют на дисперсные, конденсационные, пыли, дымы, туманы.

Дисперсные аэрозоли образуются при диспергировании твердой и жидкой фаз вещества, например при измельчении или распылении жидкостей и порошков, механической обработке и шлифовке материалов, упаривании растворов, сушке осадков.

Конденсационные аэрозоли образуются при конденсации пересыщенных паров и при газообразных химических реакциях.

Пыли – аэрозоли с твердой дисперсной фазой, размеры частиц в подавляющем большинстве больше 1 мкм. Пыли состоят из твердых частиц, диспергированных в газовой среде путем механического измельчения вещества. Пыли образуются при разрушении горных пород, при бурении, дроблении, взрывных работах, механическом встряхивании сыпучих мелкодисперсных сухих осадков и других процессах. Как правило, пыли содержат довольно крупные частицы неправильной формы, сравнительно легко переходящие в осадок (запыление горизонтальных поверхностей в быту). Счетная концентрация частиц в пылях сравнительно небольшая (меньше, чем в дымах и туманах).

На АЭС пыли образуются в результате механической обработки различных поверхностей при ремонтных работах, при попадании в помещения станции частиц из наружного воздуха, не задержанных фильтрами приточной вентиляции, при высыхании и последующей сдувке воздушным потоком частиц осадка из различных жидкостей, в результате механического износа работающих механизмов.

Дымы – это конденсационные аэрозоли с твердой дисперсной фазой, образованные в результате горения и конденсации; размеры частиц, как правило, меньше 1 мкм. Чаще всего дымы образуются в результате окисления (горения) различных веществ. Класс дымов весьма разнообразен и к нему относят все те аэродисперсные системы, которые не являются пылями или туманами. На АЭС дымы образуются при подгорании изоляций, масел, антикоррозионных покрытий, при высыхании растворов в цехах дезактивации, спецхимводоочистки, при сварочных работах. Размер частиц в дымах составляет от нескольких сотых долей микрона до приблизительно 1 мкм, а средний их диаметр меньше, чем средний диаметр частиц пылей и туманов. Концентрация частиц весьма высока, часто образуются агломераты и хлопья из большого количества коагулированных мелких частиц. Для дыма характерно наличие оптической плотности.

Туманы – аэрозольные дисперсные или конденсационные системы с жидкой дисперсной фазой. Туманы могут образовываться в большинстве случаев при конденсации паров или при распылении жидкостей в газообразной среде. При этом в веществе жидких аэрозольных частиц могут находиться как растворенные примеси, так и твердые частицы, которые могут быть центрами конденсации или захватываться жидкими частицами при коагуляции. Наиболее часто встречающиеся источники образования туманов в промышленности – выход пара с последующим охлаждением. На АЭС туманы образуются при испарении и последующей конденсации протечек теплоносителя, рабочего

тела, конденсации паров масел, при разбрызгивании различных жидкостей и смазочных материалов во время ремонтных работ, а также при работе различных механизмов.

Размеры частиц аэрозолей являются важной характеристикой классификации аэрозолей с точки зрения их улавливания. По размеру частиц, составляющих аэрозольную систему, все аэрозоли подразделяют на высокодисперсные (размер частиц меньше 1 мкм), средне- или тонкодисперсные (размер частиц от 1 до 10 мкм) и грубодисперсные (размер частиц более 10 мкм).

Верхним пределом, размеров аэрозольных частиц считается такой, при котором система может существовать как аэрозольная в течение некоторого времени (нескольких минут и дольше). Так как потокам в промышленных вентиляционных системах в основном присущ турбулентный характер, то более или менее устойчивы аэрозоли, включающие частицы размером до 100 мкм. Более крупные частицы даже в турбулентных потоках очень быстро выпадают в осадок. Таким образом, принято считать аэрозолями системы, включающие частицы размером $10^{-7} - 10^{-1}$ см. Системы с более крупными частицами обычно называют аэрозвесьями. Многие важные свойства аэрозолей очень сильно зависят от размеров составляющих их частиц. При этом характер зависимостей меняется при переходе от тонкодисперсных к грубодисперсным аэрозольным системам. В механическом движении частиц с $d < 10^{-5}$ см преобладает диффузионный характер, а частиц с $d > 5 \cdot 10^{-4}$ см оседание подавляет другие виды движений в неподвижной газовой среде. Характер зависимостей от размера частиц таких свойств аэрозолей, как скорость испарения, охлаждения, коагуляции, также испытывает резкие изменения в диапазоне $d \approx 10^{-5}$ см. Таким образом, предложенная система классификации в какой-то мере естественна; она опирается на физические свойства аэрозолей. Отнесение аэрозоля к тому или иному классу обычно проводят по среднему значению размера, но в самой аэрозольной системе могут, конечно, присутствовать и частицы, выходящие за пределы того класса, к которому относится вся система в целом.

В практической деятельности человека встречаются полидисперсные и монодисперсные аэрозоли. Но, как правило, чаще приходится иметь дело с полидисперсными аэрозолями.

Радиационно опасные аэрозоли – это радиоактивные аэрозоли, в состав дисперсной фазы входят частицы, полностью или частично состоящие из радионуклидов. Радионуклиды могут либо входить в состав материала частиц, либо присоединяться к неактивным частицам. Отличие радиоактивных газов от радиоактивных аэрозолей заключается в том, что атомы газов в течение сравнительно длительного времени не присоединяются к аэрозольным частицам и находятся в свободном состоянии, например радиоактивные благородные газы (радон, торон, актинон).

Радиоактивные аэрозоли можно подразделить на долгоживущие и короткоживущие (в зависимости от периода полураспада нуклида, который содержит частицы), α -, β -активные, различаются по нуклидному составу и т. п. Частицы могут существенно различаться активностью даже в одной и той же системе. Как показывают исследования, в аэрозольных системах в ряде случаев присутствуют так называемые горячие частицы. Это такие частицы, ак-

тивность которых, приходящаяся на единицу массы (удельная активность), в несколько сотен и тысяч раз превышает среднюю удельную активность частиц основного состава аэрозолей. Количество таких частиц мало по сравнению с общим числом частиц в аэрозольной системе.

Кроме размеров, агрегатных состояний, способов образования аэрозолей их можно классифицировать в зависимости от наличия или отсутствия электрических зарядов: заряженные – незаряженные.

Заряженные частицы практически имеются любой аэродисперсной системе. Заряды чаще всего образуются в результате ионизации воздуха (или газа) ионизирующим излучением естественных радиоактивных изотопов и космических лучей. Такие частицы могут нести от одного до нескольких элементарных зарядов. Обычно число зарядов на разных частицах в одной аэрозольной системе не одинаково.

На АЭС аэрозольные частицы кроме обычных приобретают некоторое количество дополнительных зарядов вследствие ионизирующего излучения различных видов, источником которых является ядерный реактор. Поэтому аэрозоли, присутствующие в вентиляционных системах и помещениях АЭС, чаще всего заряжены. Кроме того, аэрозоли на АЭС, как правило, радиоактивны. Под этим термином понимают аэрозольные системы, частицы которых содержат радиоактивные элементы. При этом частицы могут или полностью состоят из радиоактивного вещества (например распыленные частицы ядерного топлива, активированные частицы какого-либо одного вещества), или содержать незначительные количества активных элементов в виде примесей, коагуляторов или ядер конденсации.

В электрически заряженных аэрозолях на поведение частиц значительное влияние оказывают электрические силы. Противоположно заряженные частицы притягиваются и коагулируют, уменьшая счетную концентрацию аэрозоля и увеличивая средний размер частиц, составляющих аэрозольную систему. Заряженный аэрозоль, как правило, менее устойчив, заряженные частицы легче улавливаются, быстрее оседают, а свойства осадка зависят от удельного сопротивления веществ частиц и осадителя.

Аэрозоли, как и радиоактивные аэрозоли, в зависимости от природы их происхождения можно подразделить на естественные и искусственные.

Естественные аэрозоли – дисперсные системы, которые возникают в природных условиях без участия человека. Естественные радиоактивные аэрозоли – аэрозоли естественных радионуклидов (урана, тория, калия, рубидия и др.).

Значительное количество естественных радиоактивных аэрозолей может образовываться в горнодобывающей промышленности при добыче руды в урановых рудниках и горных выработках, на обогатительных заводах при переработке руд с целью получения из них радиоактивных концентратов, на заводах по производству урана, тория, на радиохимических разделительных заводах, где производится обогащение природного урана ураном-235, на заводах по изготовлению тепловыделяющих элементов.

Искусственные аэрозоли – дисперсные системы, образующиеся в результате деятельности человека. Промышленные газы и воздух, содержащие твердые и жидкие частицы, относятся к аэрозолям искусственного происхож-

дения. В этих системах дисперсной средой является газ или смесь газов, а дисперсной фазой – взвешенные частицы, находящиеся в разных агрегатных состояниях и нередко имеющие сложный химический состав.

Искусственные радиоактивные аэрозоли – аэрозоли, содержащие радионуклиды искусственного происхождения (например, аэрозоли стронция, цезия, йода). В воздухе производственных помещений, в окружающем нас воздухе чаще встречаются дисперсные фазы, представляющие собой смесь естественных и искусственных аэрозолей с преобладанием тех или других. Радиоактивные газы обычно также присутствуют в этом воздухе и они, более того, при своем распаде превращаются в твердые частицы, которые путем оседания на активных частицах или слипания с ними образуют аэрозоли.

С развитием атомной энергетики и по мере расширения использования радиоактивных веществ в народном хозяйстве прогрессивно увеличивается доля искусственных аэрозолей. Искусственные аэрозоли и газы образуются при работе, атомных станций, исследовательских реакторов, критических сборок, при ядерных взрывах, на заводах по регенерации отработавших тепловыделяющих элементов, на предприятиях, в лабораториях, изготовляющих и использующих искусственные радиоактивные нуклиды, при облучении мишеней на ускорителях заряженных частиц.

Естественные и искусственные радиоактивные аэрозоли могут попасть в окружающую среду и в случае больших концентраций оказать вредное биологическое воздействие на людей и окружающую среду.

Важно знать, что загрязнение воздушной среды радиоактивными аэрозолями, газами неизбежно приводит к загрязнению объектов, находящихся в этой зоне, и, наоборот, при радиоактивной загрязненности последних загрязняется и воздушная среда. Эти факторы загрязнений неразрывно взаимосвязаны между собой.

В результате сильной зависимости свойств аэрозолей от размеров частиц дисперсной фазы возникает необходимость в количественной оценке этой характеристики. Количественные характеристики аэродисперсных систем включают понятие концентрации. Под этим термином понимают количество вещества, диспергированного в воздушной или в газовой среде. При этом мера количества может быть различной.

Так, под концентрацией можно понимать число частиц в единице объема аэрозоля. Это так называемая счетная концентрация. От счетной концентрации аэрозоля в значительной степени зависит его стабильность. Это связано с тем, что при очень больших счетных концентрациях на долю каждой частицы приходится очень незначительный объем и происходят частые столкновения частиц, приводящие к их соединению. Таким образом, при высоких концентрациях частиц в аэрозоле происходит укрупнение их среднего размера и уменьшение счетной концентрации. Этот процесс называется коагуляцией. При большой массовой концентрации аэрозоля увеличение размера частиц в результате коагуляции приводит к ускоренной седиментации частиц и тем самым к уменьшению не только счетной, но и массовой концентрации. Массовой концентрацией аэрозолей называют отношение массы дисперсной фазы в данном объеме к этому объему. Кроме того, для радиоактивных аэрозолей употребляют понятие объемной активности радиоактивного аэрозоля.

Под этим термином понимают, отношение активности радионуклида в радиоактивном аэрозоле, находящемся в данном объеме к этому объему.

По объемной активности газообразные радиоактивные отходы (ГРО) подразделяются на три категории:

- **низкоактивные** – менее $3,7 \text{ Бк/м}^3$ ($1 \cdot 10^{-10} \text{ Ки/ м}^3$);
- **среднеактивные** – от $3,7 \text{ Бк/ м}^3$ ($1 \cdot 10^{-10} \text{ Ки/ м}^3$) до $3,7 \cdot 10^4 \text{ Бк/ м}^3$ ($1 \cdot 10^{-6} \text{ Ки/ м}^3$);
- **высокоактивные** – более $3,7 \cdot 10^4 \text{ Бк/ м}^3$ ($1 \cdot 10^{-6} \text{ Ки/ м}^3$).

Наиболее значительную роль в формировании радиационной обстановки в районе размещения АЭС играют инертные радиоактивные газы (ИРГ) и изотопы йода. В целом в состав газообразных радионуклидов осколочного происхождения входят: 18 изотопов криптона, 15 изотопов ксенона и 20 изотопов йода. С точки зрения радиационной опасности для населения наибольшее значение имеют радионуклиды криптона, ксенона и йода. Кроме этих нуклидов весьма значительную роль играют аэрозольные выбросы изотопов стронция – ^{89}Sr , ^{90}Sr и цезия – ^{134}Cs , ^{137}Cs которые являются продуктами распада газообразных нуклидов.

Механизм выхода летучих радиоактивных веществ в окружающую среду из технологического цикла АЭС с реакторами ВВЭР и РБМК имеет ряд различий. Основным путем поступления газо-аэрозольных выбросов в окружающую среду от реакторов ВВЭР являются дегазация и испарение воды теплоносителя первого контура. Вода насыщается радиоактивными веществами в результате активации (^3H , ^{14}C , ^{41}Ar) и непосредственного ее контакта с негерметичными оболочками ТВЭЛов (изотопы I, C, Kr, Xe, Sr, Ce, Ru). Непосредственным источником поступления в атмосферный воздух летучих радиоактивных веществ (в особенности ^3H) от реактора ВВЭР является вентиляционная система герметичных помещений первого контура и самого реактора.

Нуклидный состав газообразных выбросов АЭС с РБМК в основном определяется газами поступающими с эжекторов турбины – это радионуклиды продуктов деления (радионуклиды криптона и ксенона). Кроме этого в состав газообразного выброса входит газ активационного происхождения – Ar, образующийся в газовом контуре и циркуляционных трубопроводах и баках контура охлаждения СУЗ. Активность и нуклидный состав криптона и ксенона зависит, вообще говоря, от радиационного состояния активной зоны реактора, т. е. от количества ТВЭЛов с дефектными оболочками, находящихся в активной зоне реактора, и размера дефектов а активность ^{41}Ar – от мощности реактора.

При длительной работе реактора на мощности радиационное состояние его активной зоны стабилизируется и при реализации оптимального управления радиационным состоянием поддерживается практически на одном уровне. Это значит, что нуклидный состав газообразных продуктов деления также стабилизируется и мало меняется в условиях нормальной эксплуатации реактора.

Радионуклиды йода присутствуют в выбросе в трех физико-химических формах: в *аэрозольной*, т.е. это радионуклиды, сорбированные на аэрозольных частицах; в *газообразной*, где основную массу составляет молекулярный

йод (I_2); в виде *органического соединения* – йодистого метила (CH_3I), обладающего высокой проникающей способностью через фильтры и трудно сорбируемого.

Йод, как продукт деления, образуется в атомарном виде, но в теплоносителе КМПЦ уже присутствует во всех формах. В выбросе нормально функционирующих АЭС соотношения между формами йода следующие: – аэрозольная – $1 \div 2\%$; – молекулярная – $40 \div 50\%$; – органическая – $50 \div 60\%$.

Изотопный состав йода представлен ^{131}I и ^{133}I , причем доля их в выбросе примерно одинакова.

Таблица 9. 1. Нуклидный состав йодных выбросов Чернобыльской АЭС

Точка контроля	^{131}I , %	^{133}I , %
ВТ - 1	48	52
ВТ - 2	58	42

Для примера в таблице 9.1 показан усредненный состав выбросов йода первой и второй очередей Чернобыльской АЭС в период ее работы. Изотопный состав аэрозолей долгоживущих нуклидов (ДЖН) в выбросе, в общем, представлен 20 – 25-ю радионуклидами. Среди них можно выделить 7÷10 нуклидов, имеющих повышенную по сравнению с другими объемную активность, вклад этих нуклидов в суммарную мощность выбросов показан в таблице 9.2.

Таблица 9. 2. Вклад основных нуклидов в суммарную мощность выбросов

Радионуклид	Вклад %
^{131}I	10÷30
^{51}Cr	35÷55
^{58}Co	1,3÷2,3
^{60}Co	2,5÷4,5
^{54}Mn	1,5÷2,5
^{59}Fe	0,8÷1,6
^{134}Cs	3÷5
^{137}Cs	5÷7

Радионуклиды продуктов деления по номенклатуре и активности присутствуют в составе ДЖН в количестве зависящем от того, каково радиационное состояние активной зоны реактора, то есть сколько и с какими дефектами находится в эксплуатации негерметичных ТВЭЛ в активной зоне. Радионуклиды продуктов коррозии накапливаются в теплоносителе в зависимости от сроков работы АЭС.

Третьим важным источником радиоактивных выбросов АЭС с реакторами РБМК являются активированные и насыщенные летучими осколочными продуктами деления газы, которыми продувается графитовая кладка реактора. Химические формы газо-аэрозольных выбросов АЭС весьма разнообразны: ИРГ поступают в атмосферу в своих молекулярных формах; тритий в виде 3HNO , 3HN , 3H_2 ; ^{14}C – в виде $^{14}CH_4$, $^{14}CO_2$, и ^{14}CO ; изотопы йода – в форме

метил-иодида и других простых органических соединений а также в форме I и I₂, ⁸⁹Sr, ⁹⁰Sr, ¹³⁴Cs, ¹³⁷Cs, ¹³⁴Ce – в виде сульфатов, нитратов, хлоридов, карбонатов; изотопы плутония – в виде нерастворимой окиси PuO₂ и растворимого Pu(NO₃)₄ адсорбированных на частицах размером 0,2 ÷ 0,8 мкм.

В аэрозольной форме на АЭС присутствуют также радионуклиды продуктов коррозии ⁵⁹Fe, ⁵⁸Co, ⁶⁰Co, ⁵⁴Mn, ⁵⁶Mn, ⁵⁰Cr и продукты деления, главным образом ¹³⁷Cs, ⁸⁹Sr, ⁹⁰Sr, а также радиоактивные продукты активации, в основном ¹³⁴Cs. Активность радионуклидов в аэрозольной форме и изотопов йода в аэрозольной, молекулярной формах и в других химических формах, поступающих на выброс, может быть достаточно большой.

Кроме рассмотренных выше радионуклидов в выбросах АЭС присутствуют также изотопы трития – сверхтяжелого водорода ³H, и углерода ¹⁴C.

В вопросах обеспечения радиационной безопасности АЭС тритий занимает особое место. Существует тритий в виде тритиевой воды (НТО, Т₂O), газа и в составе практически любых органических и неорганических соединений, в которых замещает водород, в составе соединений, образующих биологические ткани.

Тритий, содержащийся в воздушных выбросах и водяных сбросах АЭС входит в состав паров воды и практически беспрепятственно проходит системы очистки. Радиобиологическая роль трития определяется его химическими свойствами которые полностью соответствуют обычному водороду в результате чего тритий может входить в состав любых органических и неорганических соединений.

Особое место трития обусловлено его большим периодом полураспада и поведением в природе, не отличающимся от поведения водорода, вследствие этого он является глобальным загрязнителем природных комплексов Земли. Поскольку период полураспада трития довольно велик (T_{1/2} - 12,26 года) он мог бы представлять серьезную радиационную опасность если бы не являлся очень мягким бета - излучателем (средняя энергия бета-излучения трития составляет 5,8 кэВ).

Различают тритий естественного и искусственного происхождения. Естественный тритий образуется в верхних слоях атмосферы при взаимодействии космического излучения с ¹⁴N и ¹⁶O. Естественный тритий содержится в атмосфере в количестве 1 атом Т (³H) на 10¹⁴ атомов водорода, а в воде 1 атом Т (³H) на 10¹⁸ атомов водорода, что соответствует удельной активности 3,2·10¹² Ки/л. Общий запас естественного трития на земном шаре 20-80 МКи (8-25)·10¹⁷ Бк.

До недавнего времени основным источником искусственного трития были испытания термоядерного оружия. В 1973 г. общее количество трития на земном шаре составило около 3000 МКи, так что удельная активность трития в дождевой воде северного полушария составляла около 1,6·10⁻⁹ Ки/л. Прекращение испытаний ядерного оружия в атмосфере сопровождается постепенным уменьшением как его общего количества на земном шаре, так и удельной активности в воздухе, воде и других объектах окружающей среды.

В реакторах АЭС тритий образуется непосредственно при делении ядер горючего как продукт тройного деления; в результате (n, γ) – реакция на дейтерии, находящемся в теплоносителе – воде в виде D₂O; при захвате нейтро-

нов ядрами В или Li, находящимися в теплоносителе-воде (борное регулирование, корректировка водного режима) и в стержнях регулирования; в результате различных реакций быстрых нейтронов с конструкционными материалами активной зоны [34]. Дополнительным источником трития на АЭС с РБМК является газовый контур: тритий образуется в результате ядерных реакций на ядрах элементов продувочного газа.

Установлено, что в режиме нормальной эксплуатации активной зоны с ТВЭЛами в оболочках из циркониевого сплава в теплоноситель поступает около 0,1 % трития, содержащегося под оболочкой.

Основной является реакция $^{10}\text{B}(n, 2\alpha)\text{T}$, ее вклад в образование трития около 85%. Примерно такой же результат получен на АЭС с ВВЭР-440 (Кольская АЭС). При отработке режима борного регулирования за 7000 эф. ч работы АЭС в результате этой реакции удельная активность трития в воде первого контура составила 10^{-3} Ки/л, тогда как за счет $\text{D}(n, \gamma)\text{T}$ и $\text{H}(n, \gamma)\text{D}(n, \gamma)\text{T}$ реакций – $5 \cdot 10^{-6}$ Ки/л. В отсутствие борного регулирования на АЭС с ВВЭР-440 (Кольская АЭС, Ново-Воронежская АЭС и др.) удельная активность трития в реакторной воде в разное время работы изменяется в пределах $(3,0 - 7,5) \cdot 10^{-5}$ Ки/л, а максимально зарегистрированы значения до $5 \cdot 10^{-4}$ Ки/л. Такие же примерно данные получены на зарубежных АЭС с PWR [35]. Оценка различных реакций образования трития в первом контуре АЭС с ВВЭР при борном регулировании показала их следующую значимость (таблица 9.3).

Таблица 9.3. Вклад основных источников образования трития в реакторе ВВЭР

Источники образования трития	Относительные единицы.	%
Выход из ТВЭЛов	0,5	8,2
Выход из стержней СУЗ	0,15	2,5
Образование в теплоносителе при реакции:		
$\text{D}(n, \gamma)\text{T}$	0,18	3,0
$^{10}\text{B}(n, 2\alpha)\text{T}$	5,25	86,3
$^{10}\text{B}(n, n', \alpha)\text{T}$	-0,0001	0,0016

Аналогичные оценки для АЭС с РБМК показали, что основным процессом генерации трития в реакторной воде является реакция $\text{D}(n, \gamma)\text{T}$, она приводит к удельной активности трития в воде, равной $4 \cdot 10^{-7}$ Ки/л, т. е. существенно меньшей, чем на АЭС с ВВЭР. В контуре охлаждения СУЗ РБМК за год образуется 2,5 Ки трития, удельная активность в воде контура $5 \cdot 10^{-6}$ Ки/л (основной источник – реакции на ядрах бора). В газовом контуре основной является реакция на ядрах гелия. Здесь за год образуется до 80 Ки трития при удельной активности $6 \cdot 10^{-7}$ Ки/л. Прямые измерения удельной активности трития в контурах АЭС с РБМК (по пробам, отобраным на Ленинградской, Чернобыльской, Курской и Смоленской АЭС) дают результаты, удовлетворительно согласующиеся с оценками [36, 37].

Доля трития выбрасываемого в атмосферу АЭС с реактором ВВЭР – 1000, составляет 32% от его общего поступления в окружающую среду АЭС (остальное количество ^3H содержится в жидких сбросах). Средняя концентра-

ция изотопа в воздушном выбросе реактора данного типа – $1 \div 2$ Бк/л. Для реакторов РБМК эти показатели в $10 \div 100$ раз ниже.

Углерод ^{14}C – биогенный элемент который активно участвует в биохимических и биологических процессах наряду со своим стабильным изотопом. ^{14}C участвует во всех обменных процессах на Земле и является основой органической материи. Его излучение (чистый β -излучатель, максимальная энергия 155 кэВ, средняя энергия 54 кэВ) не представляет серьезной радиационной опасности. Однако, благодаря своему большому периоду полураспада (5730 лет), углерод ^{14}C может накапливаться и, в связи со своей биологической активностью, имеет важное значение. ^{14}C образуется в естественных условиях в верхних слоях атмосферы в результате взаимодействия космических нейтронов с азотом воздуха.

Образуется ^{14}C как в природных процессах, так и в результате деятельности человека. В природе ^{14}C постоянно образуется в верхних слоях атмосферы в результате взаимодействия космических нейтронов с азотом, в 1 секунду образуется около 2,5 атомов/см² или 1,04 ПБк/год ($2,5 \cdot 10^4$ Ки/год). В обменном бассейне Земли давно установилось равновесное состояние, и ^{14}C присутствует в количестве 10,4 ЭБк ($2,5 \cdot 10^8$ Ки), массовая его активность равна 0,23 Бк/г углерода (около 15 расп./мин в каждом грамме углерода). В основном (90%) ^{14}C естественного происхождения сосредоточено в глубинных слоях воды в океане, в биосфере постоянно находится около 4% природного ^{14}C . В организм человека ^{14}C поступает главным образом (99%) с пищей, обуславливает дозу на все тело около 15 мкбэр/год.

При испытаниях ядерного оружия в атмосферу поступило примерно 220 ПБк ($6 \cdot 10^6$ Ки) ^{14}C . Связанная с этим коллективная доза всего населения Земли составляет примерно $3 \cdot 10^9$ чел·бэр ($3 \cdot 10^7$ чел·Зв).

На АЭС ^{14}C образуется как в результате тройного деления ядер ^{235}U , так и в результате реакций активации ^{13}C , ^{14}N , и ^{16}O . При тройном делении ^{235}U выход ^{14}C составляет $(1,7 \div 1,8) \cdot 10^{-6}$ атомов/деление, так что основным поставщиком ^{14}C на АЭС являются реакции активации. Ядра – мишени (атомы С, N и O) в реакторе присутствуют в теплоносителе, замедлителе и топливной композиции, а также, хотя и в меньших количествах, в конструкционных материалах активной зоны, поэтому ^{14}C образуется практически повсеместно в пределах активной зоны и отражателя. Основная масса ^{14}C удерживается в месте его образования, в активной зоне, и за ее пределы не поступает, и АЭС не играют существенной роли, как источник ^{14}C .

В реакторах, охлаждаемых водой (BWR, PWR, ВВЭР), ^{14}C образуется главным образом в теплоносителе в результате реакций $^{16}\text{O}(n, \alpha)^{14}\text{C}$ и $^{14}\text{N}(n, p)^{14}\text{C}$ (азот присутствует в воде как микропримесь). В реакторах с графитовым замедлителем (РБМК, MAGNOX, AGR) последний является мощным источником образования ^{14}C . Расчеты и измерения показали, что на АЭС с реакторами, охлаждаемыми водой, при выгорании топлива 30 ГВт · сут/г U скорость образования ^{14}C составляет в среднем 0,44 ТБк/(ГВт/год). По данным НКДАР ООН, эта величина несколько меньше – 0,37 ТБк/(ГВт/год). Относительный вклад реакций на ядрах ^{16}O и ^{14}N в суммарное количество ^{14}C , образующегося на АЭС с легководными реакторами, составляет 40 – 50%

(при содержании азота в теплоносителе-воде $5 \cdot 10^{-6}$), вклад тройного деления ^{235}U 5-10 %.

Например в [38, 39] указываются и несколько другие значения наработки ^{14}C на АЭС с BWR и PWR 0,18-0,37 ТБк/(ГВт·год), причем больше на АЭС с BWR. Указывается также, что 90 % ^{14}C образуется в реакции (n, α) на ядрах ^{16}O , а 10 % – в реакции (n, p) на ядрах ^{14}N . За год работы на АЭС с РБМК-1000 образуется около 400 Ки ^{14}C , т. е. заметно меньше, чем трития. В теплоносителе – воде первого контура АЭС – удельная активность ^{14}C составляет обычно $(1,5-10) \cdot 10^{-2}$ Бк/л, причем в основном 60÷70 % – это углекислый газ и карбонаты, остальная доля – углерод, связанный взвешенными в воде микрочастицами, в очень малой доле (до 1 %) обнаруживают ^{14}C в виде оксида углерода и метана.

В связи с тем, что большие количества ^{14}C образовывались при ядерных испытаниях, а также при переработке облученного ядерного топлива, то ^{14}C становится глобальным загрязнителем атмосферы, причем он наиболее значим из всех долгоживущих глобальных нуклидов (^{14}C , Т, ^{85}Kr , ^{129}I). По этой причине МАГАТЭ реализует международную программу «Определение выбросов ^{14}C из различных ядерных установок». В настоящее время во всем мире проводится контроль его содержания в объектах внешней среды, однако допустимых норм его содержания в выбросах АЭС не установлено.

Технологический процесс на АЭС предусматривает образование газо-аэрозольных радиоактивных отходов. Также предусматривается постоянное удаление образующихся и присутствующих газов и аэрозолей, их очистка и снижение активности перед выбросом в окружающую среду. На АЭС, работающих по двухконтурной схеме, газы удаляются как сдувки с фильтров внутриконтурной очистки теплоносителя, а также из компенсаторов объема. На АЭС, работающих по одноконтурной схеме, газы удаляют из конденсаторов турбин (эжекторные газы) и на деаэрационных установках. Кроме этого, на АЭС могут быть различные другие устройства и оборудование, в которых по тем или иным причинам скапливаются газообразные продукты, подлежащие сдувке. К числу таких устройств на АЭС с РБМК, например, относятся циркуляционные баки контура охлаждения СУЗ, сдувки газового контура. Процесс переработки жидких радиоактивных отходов на АЭС также сопровождается образованием газообразных продуктов, подлежащих удалению из применяемого для переработки этих отходов оборудования.

Газообразные отходы образуются также вследствие дегазации различного рода протечек теплоносителя, выхода газов при обмене реакторной воды, при отборе проб воды на анализы, в бассейнах выдержки отработанного топлива и при дегазации растворов в баках выдержки. Протечки теплоносителя могут быть организованными, т. е. предусмотренными проектом АЭС, и случайными (неорганизованными). Организованные протечки – протечки запорно-регулирующей арматуры, уплотнений циркуляционных насосов и другие – отводят и направляют в деаэраторы или специальные баки-хранилища протечек, где, собственно, и образуются газообразные отходы. Неорганизованные протечки – результат случайного нарушения герметичности технологического контура (образование разного рода неплотностей в арматуре, сварных швах и т. п.) – собирают с помощью трапов и направляют в баки трапных

вод. Однако в момент течи теплоноситель дегазуется, образуя газообразные отходы.

Отводимые из контура и технологического оборудования газы состоят обычно из N, H, содержат примеси водяного пара и, конечно, газообразные продукты деления и активации, т. е. радионуклиды Kг, Хе и Аг. На АЭС с ВВЭР расход этих газов сравнительно невелик и составляет 4-70 м³/час, а на АЭС РБМК он больше, 300-350 м³/час. Активность этих газов достаточно велика, и поэтому они перед выбросом в атмосферу подвергаются очистке, точнее, выдержке, в течение которой их активность уменьшается за счет естественного распада. Поскольку в газах содержится водород, то при выдержке могут образоваться взрывоопасные смеси, чтобы это исключить, газ разбавляют азотом или пропускают через специальные устройства, в которых водород сжигают (УСГС – установка сжигания гремучей смеси).

Разница в расходах технологических газов на АЭС с реакторами разных типов обусловлена в первую очередь различием объемов основных контуров и расхода теплоносителя на внутриконтурную очистку, а также особенностями технологических схем АЭС. Особенности технологического контура обуславливают также серьезное различие в активности газа и его нуклидном составе. Действительно, первый контур АЭС с ВВЭР замкнут, время пребывания в нем радиоактивных газов (ИРГ) достаточно велико, поэтому активность их заметно за это время снижается и определяется в основном долгоживущим изотопом ¹³³Xe (T_{1/2} = 5,27 сут). На АЭС с РБМК контур многократной принудительной циркуляции по газу разомкнут, и ИРГ удаляются из него в течение нескольких секунд или десятков секунд после образования, поэтому наряду с долгоживущим ¹³³Xe в эжекторных газах присутствуют ИРГ с меньшими периодами полураспада. Расход эжекторного газа может быть выше проектного (проектный расход эжекторных газов на одну турбину на АЭС с РБМК составляет 75 м³/ч) за счет подсосов воздуха в конденсатор турбины через его неплотности (обычно расход эжекторных газов на одну турбину в среднем составляет около 100 м³/ч).

АЭС с реакторами на быстрых нейтронах из-за высокой химической активности натрия имеют конструктивные особенности по сравнению с АЭС с ВВЭР или РБМК.

На этих АЭС достигается высокая степень герметичности первого контура, а газовые объемы заполняются защитным газом (осушенным и очищенным от кислорода, Аг или Не), причем для предотвращения попадания воздуха (через неплотности) в первый контур давление защитного газа поддерживают выше атмосферного (при нормальной эксплуатации реактора на 10±50 кПа). Повышенное давление защитного газа может быть причиной его утечки, а вместе с ним и ИРГ, за пределы первого контура, т. е. в помещения АЭС. Однако ИРГ достаточно долго находятся в первом контуре, и активность газовых утечек в основном определяется ¹³³Xe и может быть достаточно большой - при работе АЭС с 0,1% газонеплотных ТВЭЛов в активной зоне реактора и при непрерывной утечке 0,1% объема защитного газа – до 7,5·10¹⁴ Бк.

Кроме ¹³³Xe активность технологических газов АЭС с БН и ВВЭР определяет β-активный ⁸⁵Kг (T_{1/2} = 10,76 года), он присутствует также в технологических газах АЭС с РБМК. Однако вклад ⁸⁵Kг в дозовую нагрузку на на-

селение, проживающее вблизи АЭС, невелик. Выброс его в атмосферу более значим с точки зрения глобального загрязнения атмосферы [40].

При сдвухах для удаления из жидких технологических сред газов образуются также радиоактивные отходы в аэрозольной форме – это микроскопические капельки радиоактивных жидкостей и уносимые газовым потоком твердые микрочастицы, присутствующие в жидкой среде. Источником радиоактивных аэрозолей являются также неорганизованные протечки теплоносителя. Образование при протечках аэрозолей весьма сложный физико-химический процесс. Поскольку теплоноситель поступает в помещение в паровой или парожидкостной фазах, часть его осажается на поверхностях оборудования и помещения, высыхает, впитывается поверхностями, а часть образует аэрозоли. В начальный момент это гидроаэрозоли, которые по мере высыхания становятся твердыми, часть гидроаэрозолей коагулирует с частицами пыли, бывшей в воздухе помещений, часть коагулирует между собой и оседает на пол, стены помещения; летучие радиоактивные вещества, выделяясь из гидроаэрозолей или непосредственно из теплоносителя, сорбируются пылью.

Естественно, что при истечении теплоносителя через неплотности технологического контура в помещение выделяется из него – йод, причем в различных физико-химических и агрегатных состояниях. Соотношение между физико-химическими формами радиоактивных изотопов йода (молекулярной, органические соединения, в частности CH_3I) и между агрегатными состояниями зависит от многих факторов. Радиоактивные изотопы йода как продукты деления образуются в атомарном виде, но в реакторной воде изотопы йода существуют в различных физико-химических формах, однако количественного соотношения между ними установить пока не удается. Не исключено, что при переносе в помещениях и по вентиляционным системам АЭС это количественное соотношение меняется.

На заводах по переработке отработавшего топлива образуется значительное количество жидких и твердых аэрозолей, которые поступают в газозадушные выбросы радиохимических заводов. В связи с этим в системе газоочистки завода должна быть предусмотрена возможность улавливания аэрозолей и сухой пыли. Основная масса аэрозолей представляет собой солевые туманы, а также туманы кислот с содержанием дисперсной фазы от десятков миллиграммов до нескольких граммов на кубометр газа, причем активность туманов обусловлена частицами размером менее 1 мкм. Количество сухой пыли и аэрозолей существенно зависит от способа резки ТВЭЛов и условий растворения топлива.

Значительная часть аэрозолей, образующихся на операции растворения топлива и содержащих особенно токсичные α -активные радионуклиды, удаляется из газозадушного потока на первой стадии его очистки, когда газовые отходы подвергают кислотной промывке для улавливания оксидов азота. Затем газовые выбросы очищают от аэрозолей с помощью фильтров предварительной и тонкой очистки. Надежными в работе и обеспечивающими необходимую степень очистки зарекомендовали себя волокнистые самоочищающиеся фильтры. В низкоскоростных высокоэффективных самоочищающихся фильтрах жидкие частицы осаждаются на волокнах, под действием различных сил перемещаются в фильтрующем слое и затем удаляются из фильтра.

Глава 10. Очистка газо-аэрозольных выбросов АЭС

В процессе работы АЭС образуются аэрозоли и газы, причем в большинстве случаев в таких концентрациях, что выброс их в атмосферу недопустим. В связи с разнообразием технологических процессов в практике используются различные методы улавливания аэрозолей. Уловить дисперсные частицы – это значит отделить их от газа (чаще всего воздуха) и предотвратить возможность их повторного попадания в эту среду.

АЭС, радиохимические заводы и другие ЯУ имеют разветвленную и сложную сеть приточно-вытяжной вентиляции, состоящую из систем общеобменной вентиляции, системы очистки отходящих газов из основных технологических узлов и аппаратов.

В некоторых вентиляционных системах осуществляется очистка вентиляционного воздуха от аэрозольных частиц. В приточных вентиляционных системах устанавливают пылеемкие воздушные фильтры, эффективность очистки которых составляет 60 – 80% по атмосферным аэрозолям. Назначение этих фильтров не только в гигиенической очистке воздуха, но и в обеспечении работы (увеличение срока службы) фильтров в вытяжных вентиляционных системах.

Для очистки воздуха перед выбросом его в атмосферу применяют высокоэффективные тонковолокнистые фильтры. В некоторых системах вентиляции в результате нарушения технологических процессов или аварий возможно значительное повышение температуры воздуха, влажности, появление пара и капельной влаги.

В последнее время при проектировании систем вентиляции наметилась тенденция к уменьшению количества воздуха, выбрасываемого вытяжными системами из радиационно-опасных помещений, и все большее предпочтение отдается рециркуляционным системам, назначение которых заключается в охлаждении и очистке части воздуха. В рециркуляционных вентиляционных системах нет необходимости требовать глубокой очистки воздуха от аэрозольных частиц. Эффективность очистки здесь определяется в основном кратностью воздухообмена и уровнем активности аэрозолей в вентилируемых помещениях.

Задача очистки газо-аэрозольного выброса АЭС – снизить активность аэрозолей, радионуклидов йода и ИРГ, поступающих на выброс до допустимых значений. В связи с тем, что эти три составляющих выброса имеют разное агрегатное состояние, обладают различными физическими и химическими свойствами, то для снижения их активности приходится прибегать к различным приемам и методам удаления их из газового потока. Аэрозоли – частицы и для их улавливания пригодны аэрозольные фильтры, используемые и в других отраслях промышленности. Для улавливания радиоактивных изотопов йода используются свойства некоторых веществ, например активного угля, эффективно сорбировать йод или использовать химическую активность йода и выводить его из газового потока путем химических реакций с прочно закрепленными в фильтрах веществами. ИРГ – инертные радиоактивные газы и одна из возможностей снизить их активность – выдержать некоторое время, прежде чем выбросить в атмосферу.

Радиоактивные аэрозоли и изотопы радиоактивного йода удаляются из помещений вентиляционными системами, работающими либо по принципу рециркуляции, либо на выброс. Поэтому, чтобы не превысить ДВ, установленные СПАЭС-79 или ПДВ, рассчитанные согласно требованиям СПАС-88 для радиоактивных аэрозолей и изотопов йода, направляемый на выброс воздух очищают с помощью аэрозольных и йодных фильтров.

Все парогазовые и аэрозольные выбросы АЭС проходят систему очистки (в частности, выдерживаются определенное время в камерах выдержки (КВ) для распада короткоживущих радионуклидов) или очистку на специальных установках подавления активности (УПАК).

Для очистки вентиляционного воздуха от аэрозолей в составе вентиляционных систем на АЭС, предусматриваются фильтровальные станции. Это блоки с различными адсорбирующими фильтрами (угольными – АУ1500, аэрозольными – Д 23 кл и др.).

Основной характеристикой улавливающих устройств является их эффективность. Под эффективностью улавливания аэрозолей понимают отношение количества дисперсной фазы (массы, активности), задержанной в улавливающем устройстве, к количеству дисперсной фазы на его входе за определенный промежуток времени. Так, например эффективность аэрозольных фильтров типа Д 23 кл составляет до 95%.

Большое значение при выборе фильтрующих устройств имеет и скорость процесса фильтрации, определяемая перепадом давления (до и после), создаваемого газоотсасывающими или газонагнетательными установками. Немаловажными характеристиками фильтрующих устройств являются габариты, легкость очистки, продолжительность работы, стоимость.

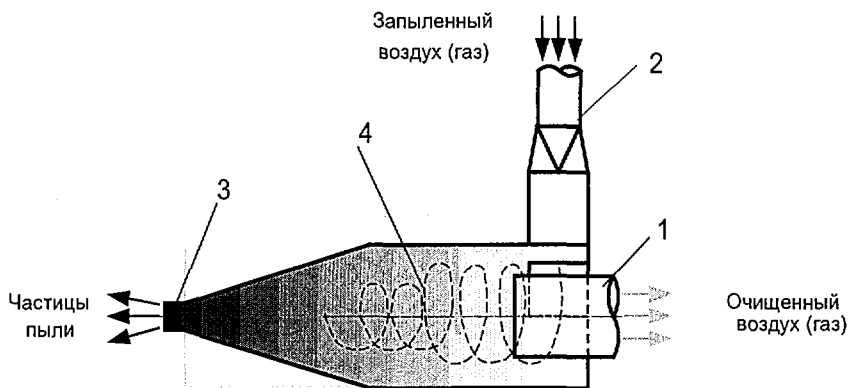


Рис. 10. 1. Циклонный сепаратор.

- 1 - выхлопная труба для воздуха; 2 - входное отверстие для воздуха;
3 - выхлопное отверстие для пыли, 4 - корпус сепаратора.

В зависимости от дисперсности частиц и их физико-химического состояния используют те или иные способы очистки. В промышленности наиболее широкое распространение получили способы очистки вентиляционных
190

выбросов с помощью циклонов, скрубберов, фильтров, адсорбентов, газгольдеров.

Для улавливания пыли широко используют инерционные пылеотделители, в которых внешней силой является аэродинамическое воздействие газового потока при условии, что влиянием других сил можно пренебречь.

Запыленный газ (воздух) вводится в верхнюю часть циклона (рис. 10.1) в тангенциальном направлении. Летящие с большой скоростью частицы пыли как бы прижимаются под действием центробежных сил к внутренним стенкам сепаратора и опускаются из кольцевого пространства, образуемого корпусом цилиндра и выхлопной трубой, в конусную часть, ссыпаясь через выпускное отверстие в сборники.

Газ, продолжая вращаться, удаляется через выхлопную трубу на выброс или дальнейшую очистку. Таким образом, можно обеспечить практически полное пылеулавливание частиц крупнее 30 мкм. Улавливание более мелкодисперсных частиц затруднительно и малоэффективно. В высокопроизводительных циклонах, частицы размером 5 мкм могут быть уловлены на 80%, а 2 мкм – менее чем на 40%. Поэтому циклонные сепараторы в таких случаях применяются совместно с пылеулавливающими устройствами, позволяющими доулавливать мелкодисперсную фазу аэрозолей, например скрубберами.

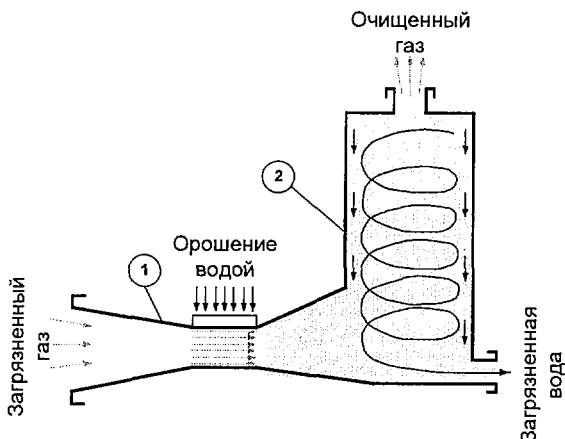


Рис. 10. 2. Скруббер Вентури.

1 - труба Вентури; 2 - циклонный брызгоуловитель.

Скрубберы применяются самой различной конструкции. Улавливание взвешенных частиц в скруббере может происходить, например, с помощью капелек жидкости, орошающих движущийся через пену газ.

Широкое применение для очистки воздуха от радиоактивных аэрозолей находит скруббер Вентури (рис. 10.2) совместно с циклонным брызгоуловителем.

В горловине (узкой части) скруббера Вентури давление ниже, чем в широкой. Орошающая жидкость (например, чистая вода) впрыскивается в

горловину трубы Вентури под низким давлением и равномерно распределяется в виде жидкой завесы по поперечному сечению горловины. Загрязненный радиоактивными частицами газ разбивает жидкость на капли, которые, соударяясь с частицами пыли, устремляются в расширяющуюся часть трубы где частицы укрупняются и попадают в циклонный брызгоуловитель в котором капельки радиоактивной жидкости стекают по стенкам вниз. Загрязненная жидкость поступает в специальную емкость, откуда снова подается на орошение. Периодически вода в емкости заменяется, а загрязненная направляется на очистку.

Мокрые способы очистки находят применение при очистке высокотемпературных (горячих) газов, выходящих из печей сжигания радиоактивных отходов производства или технологических аппаратов, а также при очистке воздуха, загрязненного капельками радиоактивной жидкости. Таким способом улавливания можно достигнуть эффективности порядка 97% при размере частиц более 0,5 мкм.

Для очистки вентиляционных выбросов применяются фильтры, различные по конструкции и принципиальному устройству. В нашей стране и за рубежом выпускаются аэрозольные фильтры различных типов и модификаций. Кассетно-клиновые, цилиндрические и др. фильтры на основе стекловолокна с поверхностью фильтрующего слоя от 1,5 до 5,6 м², назначение и характеристики которых приводятся в многочисленных работах, например в монографиях Б.И. Огородникова, В.М. Крупчатникова [42], В.И. Ужова и Б.И. Мягкова [43].

В условиях высокой температуры и влажности предложено использовать в качестве фильтрующего материала смешанное волокно из полипропилена и поликарбоната, обладающего более высокой механической прочностью, чем стекловолокно, и более высокой химической стойкостью в агрессивных средах.

Работу фильтров характеризуют эффективностью улавливания, пористостью фильтра, пылеемкостью, аэродинамическим сопротивлением и другими показателями. Под пористостью фильтра понимают отношение воздушного пространства, занимаемого порами в фильтрующем материале, к общему объему этого материала. По способу применения фильтры подразделяются на фильтры грубой и тонкой очистки. Фильтры бывают самоочищаемые (генерируемые) и разового пользования.

Наибольшее применение нашли следующие фильтры:

- металлотканевые МТФ;
- металлокерамические МКФ;
- набивные;
- тканевые;
- фильтры, снаряженные тканью Петрянова;
- электрофильтры;
- ядерные фильтры.

Для улавливания сухой пыли используют фильтры на основе металлотканей и металлокерамики.

Металлотканевые фильтры представляют собой сотканые вместе нити ткани с проволокой такой плотности, чтобы воздушные ячейки не пропус-

кали частицы больше заданного размера. Металлотканевые фильтры обладают высокой эффективностью очистки, сохраняющейся при низкой и высокой температурах, высокой механической прочностью и коррозионной стойкостью. В отличие от металлокерамических фильтров они имеют меньшее аэродинамическое сопротивление. В качестве фильтрующего материала обычно используют сетки из термически обработанной проволоки из нержавеющей стали диаметром 0,09 – 0,055 и 0,064 – 0,032 мм. Введение в стали Cr, Ni и Mo повышает устойчивость фильтрующего материала из нержавеющей стали по отношению к йоду в сочетании с паром и оксидами азота. Применение металлотканевых фильтров для очистки газовых выбросов от сухой радиоактивной пыли позволило достичь эффективности очистки 95 – 99% для частиц диаметром менее 1 мкм и 99,5 – 99,9% для частиц диаметром 2,5 – 3 мкм. При высокой концентрации пыли в газовоздушном потоке на первом этапе очистки используют металлотканевые фильтры и скрубберы.

Металлокерамические фильтры состоят из керамических трубок с высокоразвитой поверхностью.

Набивные фильтры состоят из различных волокнистых и зернистых материалов – стекловолокно, полиэтиленовое волокно (нейлон), поливинилхлоридное волокно, шлаковая «шерсть» (изготавливается из доменного шлака), лавсан, картон, бумага. К набивным фильтрам можно отнести и тканевые, если набивка фильтров производится фетром, сукном и другими тканевыми материалами.

Тканевые фильтры. В качестве фильтрующего материала в тканевых фильтрах применяются наряду с перечисленными материалами и обычная хлопчатобумажная ткань, войлок и механические перепутанные волокна различных тканевых материалов. Фильтры изготавливают в виде рукавов (рукавные) и кассет (кассетные). Как правило, волокнистые фильтры – фильтры объемного действия, так как они улавливают и накапливают аэрозоли. Осаждение частиц в начальный период работы фильтра происходит за счет инерции, диффузии и электрического взаимодействия с ближайшими к частицам волокнами. Каждая частица, многократно встречаясь на своем пути с волокнами, осаждается на них. В результате накопления частиц на фильтре эффективность фильтра возрастает за счет того, что на фильтре начинается процесс самостоятельной фильтрации частиц.

Волокнистые фильтры из специальных материалов (например, стекловолокна) – позволяют уловить не только твердые, но и жидкие аэрозоли. В процессе накопления твердой и жидкой фазы фильтр самоочищается, так как загрязненный осадок стекает с фильтра. Фильтры из синтетических волокон химически стойки. Керамические фильтры обладают не только химической, но и температурной стойкостью.

Перечисленные выше фильтры в зависимости от размера пор могут очищать газ (воздух) от аэрозолей размером около 1 – 10 мкм.

Фильтры Петрянова. В нашей стране практически вся техника тонкой фильтрации, в том числе и на АЭС, построена на фильтрующем материале ФП. Способ получения ультратонких волокон для этого материала был разработан в НИФХИ им. Л. Я. Карпова И. В. Петряновым, Н. А. Фуксом и Н. Д. Розенблюмом. Этот способ лег в основу разработанной И. В. Петряновым с

сотрудниками технологии производства фильтрующих материалов типа ФП и фильтров на их основе.

Фильтры, снаряженные тканью Петрянова, в последние годы нашли весьма широкое применение для очистки тонкодисперсных аэрозолей. По имени автора они получили название фильтров Петрянова (ФП). Фильтры применяются для очистки воздуха и газов не только от радиоактивных аэрозолей, но и от любых тонкодисперсных частиц размером 1 мкм и меньше. Можно смело сказать, что в настоящее время практически ни одно предприятие, которое имеет дело с радиоактивными веществами, не обходится без применения фильтров Петрянова.

Особенно, широкое применение в фильтрах нашли ткани марок ФПП и ФПА. Ткань марки ФПП состоит из ультратонких (сверхтонких) волокон перхлорвинила, нанесенных на марлевою или бязевую подложку. Ультратонкие волокна перхлорвинила не смачиваются водой, стойки к кислотам и щелочам. Эксплуатируются при температуре до 60 °С. Средний диаметр волокон ФПП 1,5 и 2,5 мкм. В зависимости от диаметра волокон ткань соответственно маркируется: при диаметре волокон 1,5 мкм – ФПП-15, при диаметре волокон 2,5 мкм – ФПП-25. Ткани ФПП не стойки к маслам и органическим растворителям.

В настоящее время промышленностью освоены способы получения фильтрующих материалов с большим разнообразием свойств: вещества, диаметры волокон, толщины слоев и плотности упаковок. Однако в основном выпускается материал типа ФПП-15-1,5 со средним диаметром волокон 1,5 – 1,7 мкм и сопротивлением при скорости газового потока $U_0 = 1$ см/сек, $\Delta P \approx 1,5$ мм вод. ст. Проскок частиц стандартного масляного тумана через фильтрующий материал ФПП-15-1,5 по паспортным данным $N/N_0 < 0,001$.

Ткань марки ФПА состоит из ультратонких волокон ацетил – целлюлозы. Диаметр волокон ткани ФПА 1,5 мкм. Ткани ФПА стойки к органическим растворителям типа пластификаторов, маслам, но не стойки к действию кислот, щелочей и органических растворителей типа ацетона, дихлорэтана.

Ткани классифицируются и по их сопротивлению воздуху. За единицу сопротивления принимают сопротивление чистой ткани 1 кгс/м² при скорости воздуха 1 см/сек. Отечественной промышленностью выпускаются ткани с сопротивлением 1,5 и 3,0 кгс/м². Ткани с большим сопротивлением получают складыванием ткани в несколько слоев.

Материал ФПП выпускается с довольно монодисперсными волокнами. Однако часто волокна в сечении имеют не круглую форму, а ленточную или гантелевидную. В связи с этим для расчетов эффективности улавливания частиц фильтрами на основе материалов ФП применяют так называемый гидродинамический радиус волокон. Под этим термином понимают такой радиус волокон, при котором фильтр, составленный из этих волокон, будет обладать сопротивлением газовому потоку, равным сопротивлению реального фильтра при условии равенства плотности упаковки и толщины материала.

Детальные исследования фильтрующих материалов ФП при фильтрации различных аэрозолей показывают, что, например, при фильтрации масляного тумана наблюдается падение эффективности за 150 мин на два порядка. Это можно объяснить тем, что мягкие и тонкие волокна фильтрующего мате-

риала ФП стягиваются силами поверхностного натяжения жидкости в жгуты, равномерность распределения волокон резко снижается, что приводит к ухудшению фильтрующих характеристик.

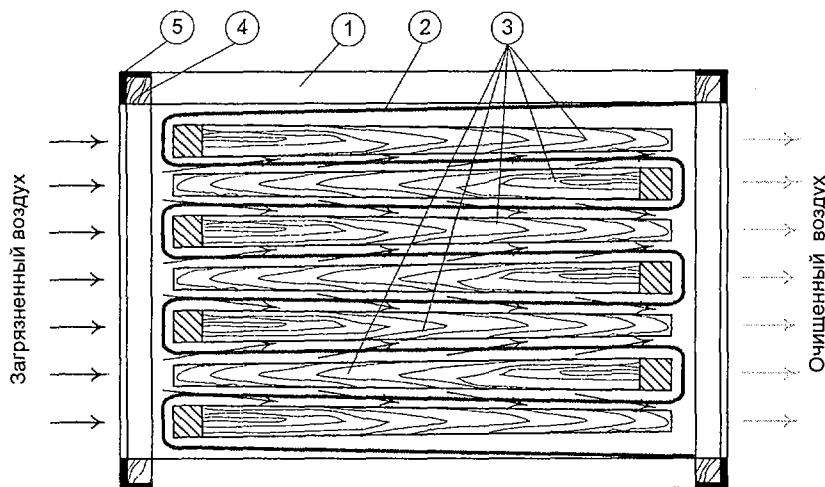


Рис. 10.3. Устройство фильтра типа D кл.

- 1 - корпус фильтра; 2 - фильтрующий материал - ткань Петрянова (ФП);
3 - рамки-сепараторы; 4 - соединительный фланец; 5 - резиновая прокладка.

Рабочая температура, при которой волокна фильтрующих материалов ФП сохраняют работоспособность, доходит до 65 °С. На АЭС часть газовых выбросов имеет более высокую температуру, что приводит к необходимости установки калориферов перед фильтрами. К недостаткам фильтрующих материалов на основе синтетических волокон следует отнести их растворимость или набухание в маслах, пластификаторах, парах многих растворителей.

Промышленностью выпускаются различные марки рамочных фильтров, например Д-6, Д-9, Д-15, Д-23 Д-26 Д-33 и др. Здесь цифры после индекса указывают площадь поверхности фильтрующего материала в квадратных метрах.

Фильтры типа Д-кл, Д- (рис. 10.3) собирают из П-образных деревянных или цельноштампованных гофрированных рамок-сепараторов из винилпластовой пленки клиновидной или прямоугольной формы, между которыми укладывается фильтрующий материал, причем закрытые стороны рамок чередуются. Клиновидные сепараторы устроены так, что высота входных каналов по мере уменьшения количества проходящего через них воздуха понижается, а высота выходных, поскольку количество воздуха увеличивается, повышается.

Фильтры такого типа оснащены фильтрующим материалом ФПП-15 из перхлорвинила с волокнами диаметром 1,3 – 1,4 мкм и стандартным сопротивлением 30 – 45 Па (3,0 – 4,5 мм вод. ст.). В отличие от одинаковых по габаритам фильтров с прямыми рамками-сепараторами, фильтрующая поверх-

ность фильтров с клиновидными сепараторами больше на 25 – 30%. При сравнительно небольших габаритах эти фильтры обладают высокой производительностью. Например, фильтр Д-33кл при размерах 0,590 х 0,636 х 0,750 м (объем 0,282 м³) может очищать примерно 5000 м³/ч воздуха.

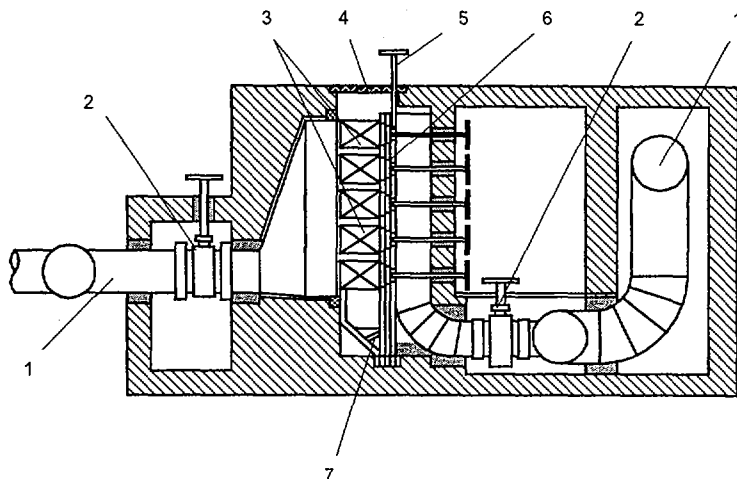


Рис. 10. 4. Схема фильтровальной станции.

1 - воздуховоды, 2 - шиберы, 3 - фильтры, 4 - съемный настил, 5 - привод подъема фильтров, 6 - прижимное устройство, 7 - подъемная платформа.

Аэрозольные фильтры Д-23кл устанавливаются на АЭС в специальные ячейки. Схема фильтровальной установки показана на рис. 10.4. Фильтры размещают ниже уровня пола под слоем бетонной защиты. Несколько фильтров, поставленных один на другой, устанавливают против гнезд, к которым фильтры плотно поджимают специальные прижимы. Данные фильтровальные системы требуют очень качественного монтажа и тщательной установки фильтров для обеспечения герметичности прижима и достижения высокой эффективности фильтрации.

Корпуса этих фильтров выполнены из фанеры и снабжены убирающимися ручками. Фильтры Д-23кл из-за ограниченной термостойкости фильтрующего материала ФП и винипластовых сепараторов применяют при температурах не выше 60 °С.

Фильтры Петрянова используются для очистки газа (воздуха) от тонкодисперсных аэрозолей и, как правило, в системах пыле-газоочистки, они устанавливаются после фильтров грубой очистки. Нормально они работают, когда в очищаемом воздухе общая массовая концентрация частиц не превышает 0,2 – 0,5 мг/м³. Коэффициент очистки фильтров на основе ткани Петрянова достигает 99,99%. Практика эксплуатации фильтров Петрянова показывает, что максимальное накопление пыли на фильтре не должно превышать 50+100 г/м², после чего их необходимо менять.

В процессе производства материал сильно заряжается, его показатель фильтрации ξ для частиц размером 0,3 мкм равен 1,2 – 1,5. Однако в условиях высокой влажности, под действием ионизирующего излучения и при накоплении электропроводящей пыли заряды стекают с материала ФП и значение ξ уменьшается до 0,6.

Более того, показатель фильтрации падает и при очистке воздуха в обычных условиях. Так, в экспериментах при улавливании материалом ФП-15-1,5 модельных частиц стеариновой кислоты радиусом 0,16 мкм и концентрацией $N_0 = 2,8 \cdot 10^6$ част./см³ при скорости фильтрации $U_0 = 1,8$ см/с начальная эффективность улавливания частиц составила 99,93% при стандартном сопротивлении $\Delta P_1 = 13$ Па (1,3 мм вод. ст.), т.е. показатель фильтрации $\xi = 2,3$. После работы в течение 2 ч сопротивление фильтра в результате постепенного накопления уловленных частиц увеличилось до 20 Па (2 мм вод. ст.), а эффективность упала до 96,4%; таким образом, показатель фильтрации стал равным 0,72.

В другом эксперименте при пропуске чистого азота через двойной слой материала ФП-15-1,5 в течение 2 ч со скоростью 5,5 см/с показатель фильтрации уменьшился с 1,15 до 0,77. Такое падение эффективности, вероятно, можно объяснить снижением действия электрических сил, так как приблизительно такое же падение эффективности наблюдается при облучении фильтрующего материала ионизирующим излучением.

Фильтры грубой и тонкой очистки при небольших объемах очищаемого воздуха могут быть размещены в одном корпусе. К числу комбинированных (двухступенчатых) фильтров относятся фильтры марок ДК-0,11; ДК-0,24; ДК-0,6; ДК-1,4; ДК-4,5. Роль фильтра грубой очистки (1-я ступень) выполняет лавсановая ткань с плотностью укладки лавсанового волокна 15 кг/м³, а фильтра тонкой очистки (2-я ступень) – ткань Петрянова. Фильтры выпускаются на различную производительность.

Стекловолокно. В настоящее время во всех развитых странах процессы тонкой фильтрации основываются не на синтетических материалах, а на материалах из ультратонкого стекловолокна. Они выгодно отличаются тем, что на них практически не воздействуют влага, кислоты, растворители, щелочи, температура до 500 °С (в некоторых случаях до 800 °С). Фильтрующие материалы разрушаются под действием плавиковой кислоты и кипящих концентрированных щелочей, чего на АЭС не встречается. Стекловолокнистый материал не горюч, обладает высокой эффективностью и радиационной стойкостью. Коэффициент фильтрующего действия таких материалов зависит от толщины волокна, у лучших образцов он достигает 0,7 и не зависит от условий хранения и эксплуатации в широком диапазоне параметров фильтруемой среды.

За рубежом на АЭС применяют в основном стекло-волокнистые аэрозольные фильтры. По действующему в США стандарту эффективность HEPA – фильтров (High Efficiency Particulate Air Filter), применяемых для тонкой очистки воздуха на АЭС, должна быть не менее 99,97% при скорости фильтрации 5 см/с и размере частиц 0,3 мкм, а максимальное сопротивление чистого фильтра не должно превышать 250 Па. Показатель фильтрации стекловолокнистых HEPA – фильтров превышает 0,75. В зависимости от условий ра-

боты НЕРА – фильтров их сепараторы изготовляют из асбеста, алюминиевой фольги, пластмассы или нержавеющей стали, а корпус – из дерева, углеродистой или нержавеющей стали. Огнестойкие и термостойкие фильтры выдерживают в течение 5 – 10 мин температуру до 400 °С.

Еще одним типом фильтрующего материала, на основе которого в настоящее время в СССР разрабатываются аэрозольные фильтры для рециркуляционных вентиляционных систем АЭС, являются маты из стекловолокна. Их изготовляют методом дутья расплава стекла через платиновые фильеры. При этом толщина получаемых волокон зависит от режима продувки. Если для наработки какой-либо толщины мата используют одну форсунку и режим работы не меняют, то материал получается с более или менее равными волокнами.

Нашей промышленностью выпускаются маты из стекловолокна толщиной в несколько сантиметров, радиус волокон в которых колеблется от нескольких десятых до нескольких десятков микрон. На основе этих материалов изготовляют фильтры типов ПФТС, ФА, ФАРТОС. В тех вентиляционных системах, где возможно повышение температуры очищаемого воздуха свыше 60 °С и появление пароводяной смеси, применяют самоочищающиеся фильтры типа ФАРТОС, которые предназначены для очистки воздуха от особо агрессивных аэрозолей, содержащего химически агрессивные туманы.

Фильтры этого типа выполнены на основе фильтрующего материала из ультратонкого стекловолокна. Средний диаметр волокон 0,8 мкм. Фильтры ФАРТОС обладают высокой эффективностью очистки, способны работать в режиме самоочищения. Их недостатком является низкая единичная производительность (до 2500 м³/ч) при сравнительно больших габаритах. Кроме того, для изготовления корпуса фильтра необходима дефицитная нержавеющая сталь.

Однако маты из стекловолокна не предназначены специально для фильтрации аэрозолей, поэтому при их изготовлении волокна не стремятся распределять равномерно. Даже самые лучшие из этих материалов, например, М20-УТВ, изготовляемые Северодонецким производственным объединением «Стеклопластик»), несмотря на значительную толщину, обладают сравнительно невысокой эффективностью улавливания частиц (показатель фильтрации 0,3 – 0,4). Большая толщина материала препятствует изготовлению фильтров с развитой фильтрующей поверхностью, хотя и обеспечивает его высокую пылеемкость.

Несколько лет назад в нашей стране совместно НИФХИ им. Л.Я. Карпова и ЦНИИбумаги разработана технология изготовления высокоэффективных фильтровальных материалов на основе стекловолокна, не уступающих по своим свойствам зарубежным аналогам. Выпущены опытные партии материалов нескольких типов:

- 1) ФСВ-А с волокнами диаметром 0,5 мкм;
- 2) ФСВ-У с волокнами диаметром 0,18 мкм;
- 3) ФСВ-П с волокнами диаметром примерно 0,8 мкм.

Материал типа ФСВ-П послужил основой для изготовления и испытания аэрозольных высокотемпературных фильтров для очистки вентиляционного воздуха АЭС.

Из сравнения приведенных характеристик различных фильтрующих материалов видно, что для АЭС более подходящими по жаростойкости и устойчивости к влаге и органическим растворителям являются стекловолоконистые высокоэффективные фильтрующие материалы. Остается только сожалеть, что до сих пор наша промышленность не освоила выпуск фильтров на основе этих материалов.

На рис. 10.5 представлена фотография с увеличением в 3000 раз волокнистого материала ФСВ-П, полученная с помощью сканирующего электронного микроскопа.

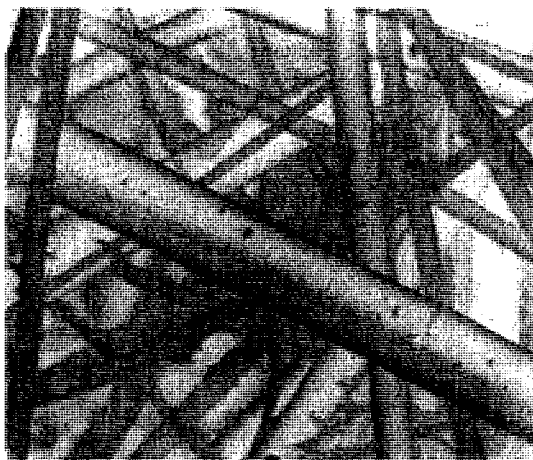


Рис. 10.5. Структура аэрозольного стекловолоконистого фильтра ФСВ-П.

На разных заводах по производству стекловолокна, как правило, изготавливают различные по характеристикам стекловолоконистые материалы. Но в основном выпускают материал со средним диаметром волокон около 2 мкм, толщина матов 50-60 мм. Используемый для фильтрации в условиях АЭС этот материал улавливает около 85% радиоактивных аэрозолей при перепаде давления примерно 50 мм вод. ст. и скорости фильтрации 20 см/с.

Стекловолоконистый материал М20-УТВ/0,85-65 имеет средний диаметр волокон $0,85 \pm 0,15$ мкм, неравномерность распределения волокон по площади фильтра не превышает 15%. Плотность материала около 65 г/м^2 . Фильтрующий материал из вырабатываемого стекловолоконистого мата получают путем обжата нескольких смоченных водой полотен (до 10) до толщины 10 – 11 мм с последующей сушкой горячим воздухом. В результате плотность материала увеличивается до 600 г/м^2 , повышается и эффективность улавливания аэрозольных частиц при незначительном увеличении сопротивления и снижении пылеемкости.

В СССР была разработана технология получения материала со средним диаметром волокон 0,3 – 0,4 мкм. Из этих волоконистых материалов изготавливают плотные фильтрующие материалы в виде стеклянных бумаг с очень вы-

сокой эффективностью (материалы ФСВ-А). Были предприняты попытки использовать эту стекловату в виде матов для изготовления фильтров.

Однако по данным некоторых исследователей такие тонкие волокна недостаточно прочны и в несвязанном состоянии могут стягиваться в жгуты каплями уловленной жидкости (наподобие синтетических волокон). Это препятствует использованию фильтрующих материалов из стекловаты со средним диаметром волокон $< 0,4$ мкм и условиях повышенной влажности.

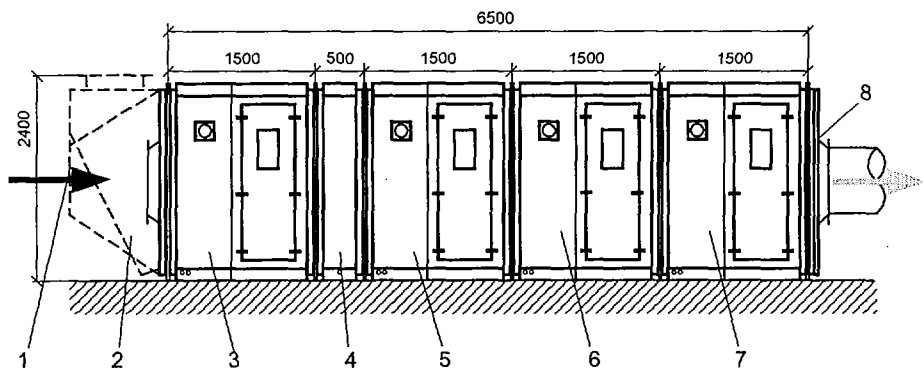


Рис. 10. 6. Компоновка и габариты фильтровальной установки.

- 1 - переходная камера, 2 - переход, патрубок, 3 - фильтр для улавливания тумана и капель, 4 - электрический воздухонагреватель, 5 - аэрозольный фильтр предварительной очистки, 6 - высокоэффективный аэрозольный фильтр, 7 - иодный фильтр, 8 - переходной патрубок.

Кроме того, материалы из тонких волокон менее прочны, чем материалы со средним диаметром волокон $= 0,6$ мкм. В связи с этим волокна тоньше $0,5$ мкм можно использовать для изготовления высокоэффективных фильтрующих материалов, применяя связующие либо добавляя тонкие волокна к более толстым. За рубежом используют волокна, обработанные специальными веществами, для придания им свойств водоотталкивания.

Аэрозольные фильтры на зарубежных АЭС обычно входят в состав комплексных фильтровальных вентиляционных установок. Схематическая компоновка такой установки, разработанная концерном чехословацких заводов (Милевско), приведена на рис. 10.6. В состав установки входят: камера с фильтрами для улавливания водяного тумана и капель; электрический воздухонагреватель для поддержания влажности очищаемого воздуха в пределах, необходимых для нормальной работы угольных фильтров; камера с аэрозольными фильтрами предварительной очистки; камера с высокоэффективными аэрозольными фильтрами; камера с угольными фильтрами.

Конструкция установки позволяет производить быструю замену фильтров при обеспечении герметичности соединений. Средняя продолжительность демонтажа одного фильтра при двух рабочих около 2 мин. Для удобства обслуживания камера фильтров снабжена герметичной дверью. Масса аэрозольных фильтров при стандартных габаритах $0,10 \times 0,610 \times 0,292$ м составляет примерно 16 кг. Номинальный расход воздуха через один фильтр 1700

м³/ч, при этом перепад давления на чистом фильтре не превышает 250 Па. Стекловолоконный фильтрующий материал в виде бумаги толщиной 0,7 мм и поверхностной плотностью примерно 90 г/м² обработан специальной силиконовой пропиткой для увеличения водостойкости и придания эластичности. Кроме высоких фильтрационных и гидрофобных свойств, он также обладает термостойкостью (до 200 °С), прочностью и технологичен при сборке фильтров. К сожалению, в Украине еще не налажен промышленный выпуск стекловолоконной фильтрующей высокоэффективной бумаги, способной работать при высоких температурах и влажности.

При решении вопросов, связанных с выбором биологической защиты аэрозольных фильтров, с мероприятиями по обеспечению радиационной безопасности при их замене, транспортировке и захоронении, следует учитывать как активность, так и нуклидный состав уловленных фильтром частиц.

Электрофильтры представляют собой набор перфорированных осадительных пластин-электродов, поставленных перпендикулярно к главному газовому потоку. Между группами таких электродов, называемых осадительными секциями, расположены двусторонние игольчатые ионизаторы. Осадительные электроды одного знака (отрицательные) полностью изолированы диэлектриком. Напряжение на электродах 20 – 30 кВ, ток ионизации 1,5 – 1,6 мА. Максимальная температура очищаемых газов 60 °С. Электрофильтры используются при начальной концентрации частиц не более 5 мг/м². Степень очистки от высокодисперсных аэрозольных частиц 97 – 99%. Фильтры работают практически при любой влажности. Тонкодисперсная пыль достаточно прочно удерживается на изолированных электродах.

Электрофильтры изготавливаются в виде отдельных ячеек, из которых легко комплектуется фильтр любой желаемой производительности. Регенерация фильтра производится водой, поэтому он является фильтром длительного пользования. Электрофильтры удобны для очистки приточного воздуха от пыли и очистки вентиляционных выбросов с небольшим содержанием пыли.

Ядерные фильтры. Если направить пучок тяжелых ионов, полученных на ускорителях, на тонкую пленку вещества (слюду, стекло, лавсан, фторопласт), то тяжелые ионы образуют канал сильного радиационного повреждения в материале пленки. В направлении движения ионов сложные молекулы разрываются и расщепляются на более простые. Под действием окислителей (например, перекиси водорода) более простые молекулы активно захватывают атомы кислорода с образованием кислот. После травления эти кислоты переходят в растворимые соли. Если тщательно промыть пленку, то в местах воздействия ионов образуются сквозные отверстия, диаметр которых зависит от типа и энергии ионов, от материала пленки и условий травления. Таким способом можно приготовить пленки с отверстием до 10 мкм. Количество отверстий на единицу площади пленки и их диаметр можно варьировать в широких пределах.

Пленки можно использовать для изготовления фильтров тонкой очистки. Частицы диаметром больше диаметра отверстия в таких пленках задерживаются и собираются на поверхности фильтра. Такой фильтр можно легко очистить, если продуть его воздухом в обратном направлении. Материал

пленки необходимо выбрать стойким к воздействию температуры, кислот и щелочей.

Одним из методов очистки воздуха от инертных газов также является их сжатие в специальных емкостях (газгольдерах) и хранение до распада короткоживущих нуклидов с последующим выбросом газа через вытяжную трубу.

Очистка воздуха от инертных радиоактивных газов – весьма трудоемкая задача. Ввиду химической инертности их можно извлечь из газообразных потоков с помощью физической адсорбции на подходящем сорбенте. Таким сорбентом могут служить активированный уголь, силикагель, стекловата и другие вещества. Инертные газы при прохождении через адсорбент задерживаются на значительное время по сравнению с газом-носителем, и поэтому в движущейся газовой фазе остается меньшая доля первоначального количества инертного газа. В результате распада короткоживущих радионуклидов суммарная удельная активность газовой среды существенно снижается. С помощью активированного угля с большой эффективностью можно улавливать радиоактивные газы, например фтористый уран, радиоактивный йод. Конструкции фильтров с угольным адсорбентом весьма разнообразны. Часто их используют в сочетании с другими фильтрующими устройствами (скрубберами с водными растворами щелочей, аэрозольными фильтрами). При улавливании паров элементарного йода используют ткани Петрянова, пропитанные спиртовым раствором КОН. На радиохимических заводах по переработке облученного топлива и установках для отверждения ВАО создают два типа отдельных вентиляционных систем: общеобменной вентиляции, обслуживающей основное производственное здание, помещение для приготовления нерадиоактивных реагентов, отделение приема и хранения топлива, и системы очистки отходящих газов из основных технологических узлов и аппаратов, включая баки-хранилища жидких ВАО. Принципиальная схема газоочистки показана из рис. 10.7.

Фильтровальная установка системы общеобменной вентиляции состоит из двух независимых систем фильтров и вытяжных вентиляторов. Загрязненный воздух проходит, как правило, через четыре последовательно включенных фильтра: фильтр предварительной очистки, фильтр грубой очистки и два фильтра тонкой очистки, что обеспечивает эффективное улавливание аэрозолей и твердых частиц диаметром до 0,3 мкм.

Вентиляционные системы второго типа обеспечивают удержание всех радионуклидов, аэрозолей и твердых частиц. Эта система очистки газов включает:

- скруббер ядерно-безопасной конструкции для улавливания пыли,
- ловушку для аэрозолей (каплеотбойник),
- конденсатор,
- колонну для окисления оксидов азота, в которую вводят кислород,
- колонну для поглощения оксидов азота NO_n ,
- скрубберы для улавливания йода с помощью различных растворов,
- твердый поглотитель йода (серебряный цеолит),
- аппарат для удаления остатков оксидов азота каталитическим восстановлением до NH_3 ,

- аппарат для восстановления кислорода водородом,
- сушилку для улавливания воды с помощью молекулярных сит,
- систему низкотемпературной дистилляции криптона,
- два высокоэффективных фильтра.

Сильно насыщенные парами газообразные отходы из аппарата-растворителя проходят через конденсатор, причем в аппарат-растворитель с потоком газа-носителя (воздух или азот) поступают также газообразные отходы от операции резки топлива. Конденсат растворяет частично йод и поэтому перед рециклом должен быть пропущен через йод-десорбционную колонну.

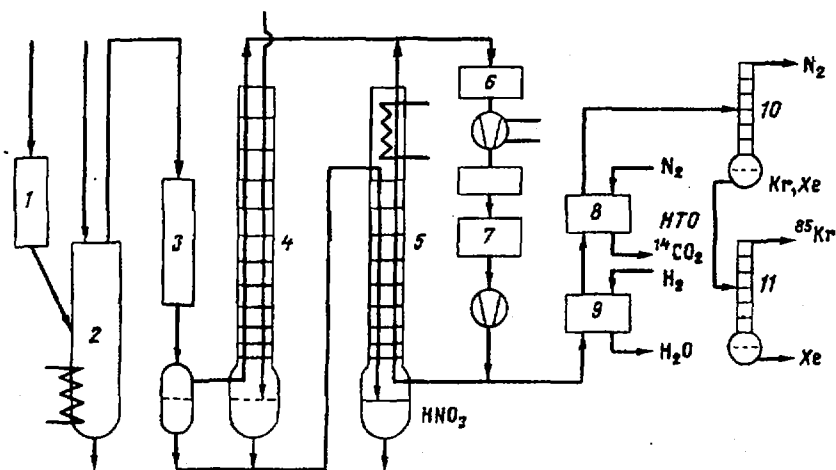


Рис. 10. 7. Принципиальная схема газоочистки на радиохимических заводах.

1 - узел резки топлива; 2 - аппарат-растворитель; 3 - конденсатор; 4 - рекомбинационная колонна; 5 - десорбционная колонна; 6 - система фильтров грубой, тонкой и абсолютной очистки; 7 - серебряный фильтр; 8 - реактор для удаления кислорода и остатков оксидов азота; 9 - фильтр, заполненный молекулярным ситом; 10, 11 - ректификационные колонны для выделения и разделения криптона и ксенона.

Газообразные отходы в колонне рекомбинации оксидов азота промывают водой, образующаяся кислота перед возвратом в аппарат-растворитель поступает в колонну, а газовая фаза фильтруется через фильтры грубой, тонкой и контрольной очистки для отделения от аэрозолей. Колонна 4 должна иметь значительный объем, чтобы обеспечить возможность завершения реакций рекомбинации оксидов азота, которые при низкой концентрации оксидов протекают медленно. В колонне 5 десорбция йода протекает вследствие пропускания через кислоту газовых отходов, очищенных от йода на фильтре 7. Операции рекомбинации и десорбции проводят в колоннах с насадками. После очистки от аэрозолей газовые отходы очищают от элементарного йода и алкилйодидов на силикагелевых пористых фильтрах, пропитанных нитратом серебра. Освобожденный от йода газ проходит стадию доочистки от остатков

оксидов азота, кислорода, водорода и ^{14}C , а затем с помощью низкотемпературной дистилляции из него выделяют ^{85}Kr и Xe .

На рисунке 10.8 показана схема очистки газообразных отходов завода по остекловыванию (Япония) включает:

- скруббер для улавливания пыли,
- конденсор для охлаждения газовых отходов и осаждения летучих радионуклидов,
- скруббер Вентури для отделения частиц,
- скруббер для вымывания из газового потока водорастворимых примесей,
- каплеотбойник,
- поглотитель рутения,
- фильтры для удаления аэрозолей.

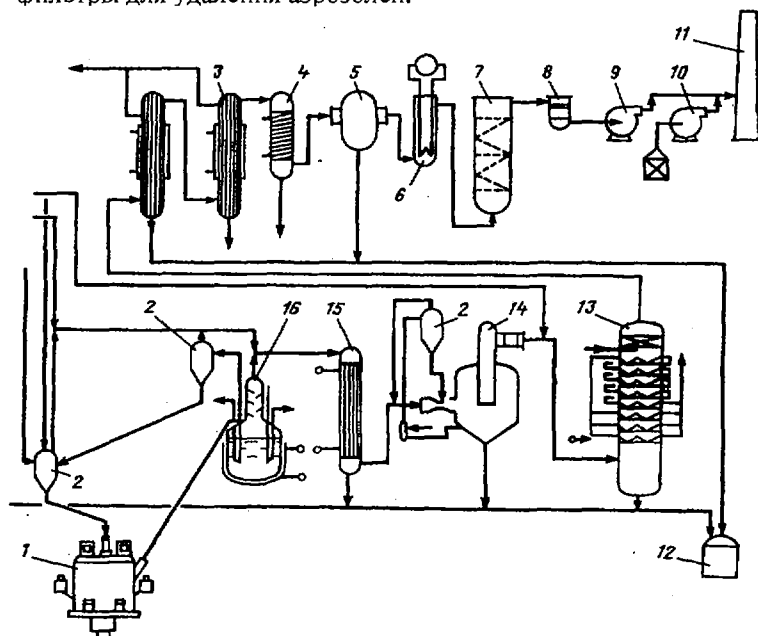


Рис. 10. 8. Система газоочистки установки по остекловыванию высокоактивных отходов (Япония).

- 1 - плавильная печь; 2 - фильтр; 3 - водяной скруббер; 4 - холодильник;
 5 - каплеотбойник; 6 - нагреватель; 7 - поглотитель рутения; 8 - высокоэффективный фильтр; 9 - воздуходувка; 10 - воздуходувка для разбавления газовых отходов; 11 - труба; 12 - бак для жидких отходов; 13 - водяной скруббер с перфорированными тарелками;
 14 - скруббер Вентури; 15 - конденсатор; 16 - скруббер для улавливания пыли.

Глава 11 Снижение активности ИРГ

Для снижения активности ИРГ в выбросе АЭС, применяют либо камеры выдержки, либо радиохроматографические системы. Принцип снижения активности ИРГ в газовом потоке, направляемом на выброс в вытяжную трубу, как с помощью камеры выдержки, так и с помощью радиохроматографической системы одинаков – выдержка выбрасываемого газа в течение времени, за которое часть радионуклидов ИРГ распадается и активность их в газовом потоке уменьшается. Естественно, что чем больше времени, тем меньше будет активность ИРГ на выходе камеры выдержки или радиохроматографической системы по сравнению с их активностью на входе.

Камера выдержки – простейшее и достаточно эффективное очистное устройство. Она представляет собой герметичную емкость объемом $2000 \div 3000 \text{ м}^3$, внутри которой для газового потока организован лабиринт. Из-за большого объема и наличия лабиринта очищаемый газ на выходе камеры выдержки появляется с задержкой по времени по сравнению с временем поступления его на вход камеры выдержки.

Время задержки не зависит от физико-химических свойств очищаемого газа и одинаково как для радионуклидов Кг, так и для радионуклидов Хе. Поэтому радионуклидный состав газа на выходе из камеры выдержки отличается от состава на входе. На выходе камер выдержки газ обогащен радиоактивными изотопами с большими периодами полураспада. Поскольку камера выдержки устанавливается в системе очистки эжекторных газов, проектный расход которых обычно $100 \text{ м}^3/\text{ч}$, то любое отклонение расхода от проектного, например за счет подсосов воздуха через неплотности в конденсатор турбины, ухудшает эффективность камеры выдержки как очистного устройства.

Камера выдержки – единственное очистное устройство в системе выброса эжекторных газов на АЭС с РБМК-1000 первых проектов. При управлении радиационным состоянием активной зоны реактора камера выдержки на этих АЭС справляется со своей задачей и снижает мощность выброса ИРГ до значений, согласно требований Санитарных правил СПАС-88.

Как уже отмечалось, на АЭС с РБМК два основных источника ИРГ: эжекторные газы, содержащие радионуклиды Кг и Хе, и сдувки газового контура, в составе которых имеется ^{41}Ag . Поэтому на этих АЭС существуют несколько камер выдержки, одна для эжекторных газов, а другая – для сдувок газового контура. Однако схема соединений камер выдержки такова, что при необходимости они могут быть включены последовательно, т. е. время задержки можно при необходимости увеличить. Поскольку по СПАС-79 нормировался выброс ИРГ любого нуклидного состава, т. е. и ^{41}Ag в том числе, то именно по этой причине на АЭС с РБМК делалось несколько камер выдержки. Так как вклад ^{41}Ag в мощность выброса не очень велик, $15 \div 20 \%$, то при управлении радиационным состоянием активной зоны, т. е. своевременном обнаружении тепловыделяющих сборок с негерметичными ТВЭЛами и выгрузке из активной зоны реактора тех из них, которые в данный момент являются основными поставщиками газообразных продуктов деления, одна камера выдержки снижает активность ИРГ в выбросе до допустимого значения.

Дочерними и внучатыми радионуклидами ИРГ являются короткоживущие радионуклиды Rb и Cs, поэтому при прохождении газового потока через камеру выдержки в ней образуются ^{85}Rb , ^{87}Rb , ^{88}Rb , ^{89}Rb , ^{135}Cs , ^{137}Cs , ^{138}Cs , существующие в аэрозольной форме. Камера выдержки работает как своеобразный генератор короткоживущих радиоактивных аэрозолей, причем их объемная активность на выходе камеры выдержки может быть больше, чем на входе. Чтобы исключить поступление этих аэрозолей на выброс, после камеры выдержки организуют очистку газового потока от аэрозолей.

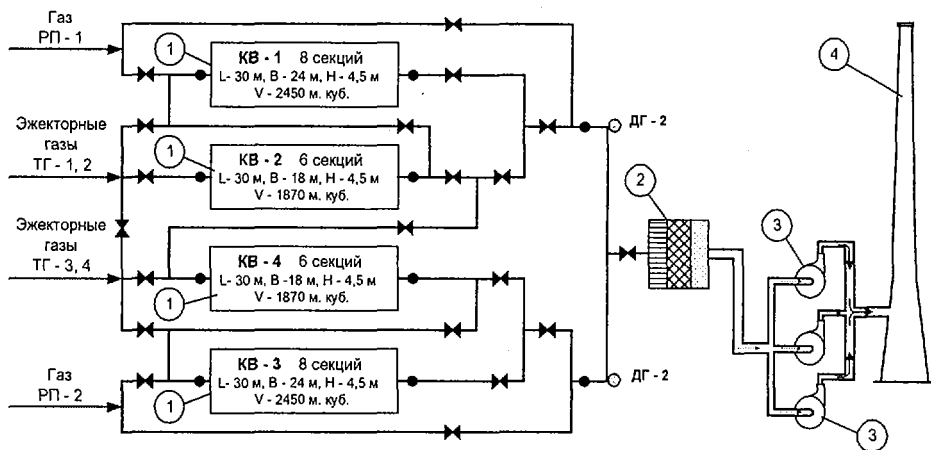


Рис. 11.1. Схема камер выдержки I-ой очереди Чернобыльской АЭС.

1 - камеры выдержки, 2 - фильтровальная станция с иодными и аэрозольными фильтрами, 3 - агрегаты вентсистемы 2AB - ВЦ, 4 - вытяжная труба ВТ-1 (Н -150 м).

● - точки пробоотбора, ⊙ - точки гамма-контроля

В качестве примера на рис. 11.1 показана схема камер выдержки (KB) I-ой очереди Чернобыльской АЭС. В эксплуатации находится четыре камеры выдержки (KB-6/1 – KB-6/4): две камеры для эжекторных газов (ЭГ) ТГ-1, 2 и ТГ-3, 4; а также две камеры для сдувок газовых контуров (газ РП) первого (блок А) и второго (блок Б) блоков первой очереди. Камеры выдержки KB-6/1, KB-6/3 объемом по 2450 м³ и состоят из 8 секций каждая, а две другие KB-6/2, KB-6/4 – объемом по 1870 м³ – шестисекционные. Система задвижек позволяет подключать несколько камер последовательно для увеличения времени выдержки газов. Вторым методом снижения активности ИРГ в выбросе АЭС применение установок подавления активности контура (УПАК) с использованием радиохроматографического процесса фронтальной хроматографии. Хроматографическим процессом называют процесс разделения газообразных или жидких смесей при пропускании этих смесей через твердую насадку, сопровождающийся массообменом между твердой и текучей (жидкой, газообразной) фазами.

Радиохроматографический процесс – непрерывный процесс адсорбции ИРГ на поверхности твердого тела – активного угля. В радиохроматографиче-

ской колонне (герметичная емкость, заполненная углем) происходит физическая (не сопровождающаяся какими-либо химическими превращениями) адсорбция ИРГ на активном угле.

Газовая хроматография – это процесс разделения газовых смесей при пропускании их через твердое активное вещество с развитой поверхностью, сопровождающийся массообменом между твердым веществом и газом.

Фронтальная хроматография как один из наиболее удобных для использования в промышленности вариантов хроматографии обладает все же крупным недостатком - периодичностью процесса. При фронтальной хроматографии фронт концентраций отделяемых примесей, в остающихся в твердой насадке колонны, постепенно сдвигаются к выходу из колонны; по достижении его емкость колонны по данным примесям исчерпывается и колонна прекращает свою работу. Чтобы фронт концентраций достиг выхода из колонны, требуется время. После этого насадка подлежит регенерации, если это возможно. В случае невозможности регенерации насадка колонны или колонна целиком подлежит замене.

Иначе обстоит дело в процессах радиохроматографии. Так называют процесс фронтальной хроматографии, в котором наряду с массообменом между газовой смесью и неподвижной насадкой происходит распад радиоактивного вещества, поглощенного насадкой. Фронтальная радиохроматография представляет собой непрерывный процесс и потому обладает большими преимуществами в практическом применении. В том случае, если время движения фронта примесей внутри колонны достаточно велико по сравнению с их периодом полураспада, спустя некоторое время после начала работы колонны в ней возникает стационарный (неподвижный) фронт распределения концентраций примесей. Процесс перестает быть периодическим и такая колонна теоретически может работать сколь угодно долго. Для таких колонн применяют термин «вечная колонна», в том смысле, что на выходе колонны устанавливается стабильный фронт разделяемой газовой смеси.

На практике срок службы вечных колонн ограничивается различными факторами, но все же он достаточно велик и исчисляется годами. Процесс фронтальной хроматографии вначале был рассчитан теоретически, а затем подтвержден лабораторными исследованиями и практической работой радиохроматографических систем на АЭС.

Свойства активного угля как адсорбента определяются характером его пористой структуры, так как основным работающим звеном при адсорбции газов угольным адсорбентом являются микропоры.

Присутствие в газе тех или иных примесей зависит от типа примененного на АЭС теплоносителя. Если теплоноситель вода, то основная примесь очищаемого газа – пары воды и аммиак, если же теплоноситель натрий (на АЭС с БН), то примесь – оксиды натрия. Вне зависимости от вида теплоносителя в очищаемом газе могут быть и другие примеси; они попадают в газ с подсосами через неплотности системы очистки или из материалов деталей и конструкций этой системы; нередко это органические соединения, уголекислота, пары масел и др. Примеси при определенных их концентрациях в очищаемом газе не только конкурируют по сорбции на угле с ИРГ, но и «отравляют» уголь, т. е. делают его не способным сорбировать ИРГ. Это обстоятельство

необходимо учитывать при проектировании систем очистки газов радиохро-
матографическим способом, предусматривать предварительную очистку газов
от опасных для угля примесей, а в процессе эксплуатации системы газоочист-
ки не допускать нарушения проектных режимов ее работы [44, 45].

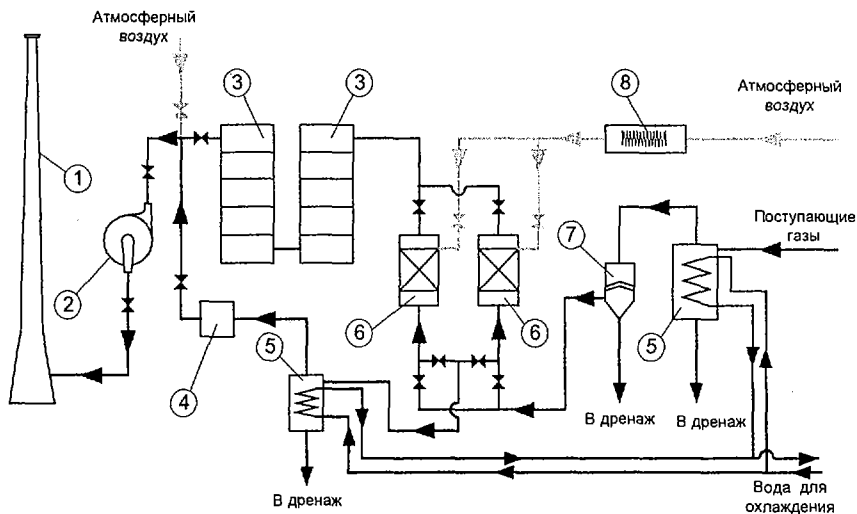


Рис. 11.2 Блок - схема УПАК, используемой на АЭС с ВВЭР.

1 - вытяжная труба, 2 - газодувка, 3 - угольные фильтры-адсорберы, 4 - йодный фильтр-адсорбер, 5 - теплообменники, 6 - очистные цеолитовые колонны, 7 - аэрозольный фильтр с самоочисткой, 8 - электронагреватель.

Блочная схема системы снижения активности ИРГ с помощью установ-
ки подавления активности (УПАК) показана на рис. 11.2. Угольные колонны
– адсорберы имеют объем по 20 м³ на Кольской, II-ой очереди Чернобыль-
ской АЭС, или 40 м³ на АЭС Ловиса в Финляндии, так что время прохожде-
ния хроматографического фронта через колонну объемом 20 м³ в нормальном
режиме работы составляет 42 суток для Хе и 3,5 суток для Кг а через колонну
объемом 40 м³ около 120 суток для Хе и 10 суток для Кг соответственно.

На АЭС с РБМК-1000 УПАК сооружен по схеме, показанной на рис.
11.3. Радиохроматографическая колонна работает при температуре -20 °С.
Известно, что с понижением температуры значительно увеличиваются коэф-
фициенты адсорбции радиоактивных благородных газов на активированном
угле, поэтому при проектировании АЭС с РБМК-1000 проектом был заложен
низкотемпературный вариант установки подавления активности контура
(УПАК) на II очереди Чернобыльской АЭС, I очереди Смоленской АЭС, II
очереди Курской АЭС.

На II-ой очереди Чернобыльской АЭС в состав УПАК входят: турбохо-
лодильная машина МТХМ1-25Р, холодильная станция IXM-ФУ401, охлади-
тель, влагоотделитель, холодильник, регенеративный теплообменник РТО,
фильтр «Фартос Ц-500», блок адсорберов, газодувка ротационная.

Очищаемая газовая смесь после камер выдержки проходит через аэрозольные и угольные фильтры, охлаждается в теплообменнике и поступает во влагоотделитель. Обезвоженная, смесь окончательно осушается и подается на радиохроматографическую колонну. Очищенная от ИРГ газовая смесь направляется на фильтры-ловушки (очистка газа от угольной пыли), влагоотделитель и на выброс в вытяжную трубу. Газовая смесь прокачивается через УПАК вакуум-насосами. УПАК допускает максимальный расход газовой смеси равный $600 \text{ м}^3/\text{ч}$. Оптимальный режим работы УПАК – поочередное подключение емкостей-адсорберов и выдержка каждого отработавшего адсорбера в течение 2-3 мес. Предусмотрены сбор и удаление в спецканализацию воды из влагоотделителя.

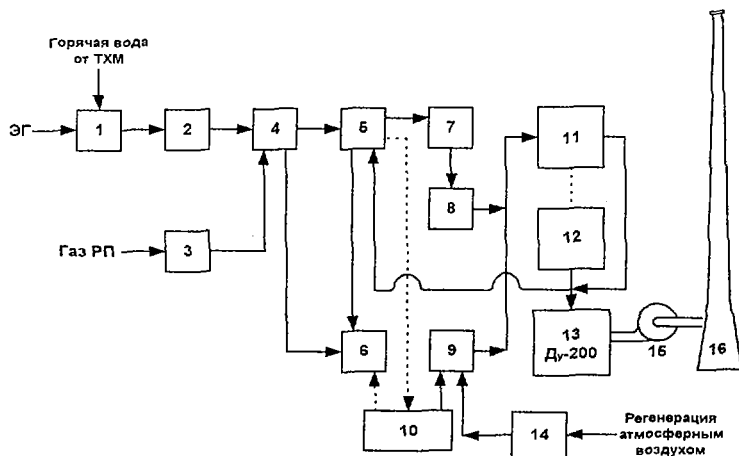


Рис. 11.3. Принципиальная схема УПАК на АЭС с РБМК-1000.

- ЭГ - эжекторный газ; Газ РП - газ реакторного пространства;
 1 - теплообменник; 2 - фильтровальные колонки; 3 - охладитель; 4 - влагоотделитель;
 5 - холодильник; 6 - бак-гидрозатвор; 7 - регенеративный теплообменник;
 8, 9, 13 - фильтры; 10 - регенеративный холодильник; 11, 12 - угольные адсорберы;
 15 - вентиляционный агрегат; 16 - вытяжная труба.

Вполне понятно, что радиохроматографический способ снижения активности ИРГ в выбросе АЭС существенно более эффективен, чем способ, использующий задержку очищаемой газовой смеси в камере выдержки.

Однако этот способ более дорогой и к тому же требует серьезного обслуживания, причем не без дозовых затрат персонала. Радиохроматографический способ можно сделать еще более эффективным, если угольную колонну эксплуатировать не при температуре окружающего воздуха, а при более низких температурах, т. е. применять для снижения активности ИРГ в выбросе не «теплый» УПАК, а «холодный», для чего охлаждать уголь в адсорбере.

Но низкотемпературный УПАК – сооружение еще более дорогое, чем теплый, и не только из-за организации системы охлаждения адсорбента, но и

из-за более жестких требований к предварительной очистке газовой смеси, направляемой в холодный адсорбент.

Поэтому при выборе того или иного способа снижения активности ИРГ в выбросе АЭС следует тщательно анализировать, каковы окончательные эффекты, дозовая нагрузка на население, эффективность применения того или иного способа. Особенно это важно, когда объемы очищаемой газовой смеси достаточно велики, например на АЭС с РБМК. Мощность выброса ИРГ при работе одноконтурной АЭС без УПАК и с УПАК по данным Ю.В. Четчина, В.М. Ещеркина [46] наглядно иллюстрирует рис. 11.4.

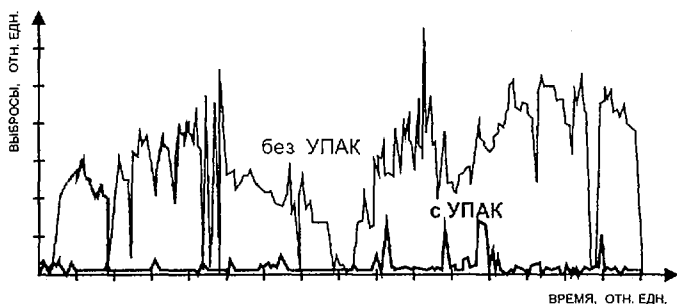


Рис. 11.4. Мощность выброса ИРГ при работе одноконтурной АЭС без УПАК и с УПАК.

Действительно, применительно к АЭС с РБМК нередко возникает вопрос: какой должна быть система снижения активности ИРГ в выбросе — камера выдержки, УПАК, работающий при температуре окружающего воздуха, или УПАК, работающий при пониженных температурах.

В значительной мере этот вопрос порожден принятой системой нормирования радиационных воздействий АЭС на население, проживающее вблизи нее: с одной стороны, установлена допустимая доза (по СП АЭС-79) 20 мбэр/год на ограниченную часть населения за счет газо-аэрозольных выбросов), а, с другой стороны, допустимый выброс — 500 Ки/сут ИРГ на 1 ГВт (эл.) и соответствующие количества других радионуклидов, причем строгого соответствия между этими величинами (допустимой дозой и допустимым выбросом) нет, к тому же значение ДВ 500 Ки/сут — оценки радиационного эффекта, т. е. дозовой нагрузки на население с учетом реальных для данной АЭС метеорологических условий рассеивания выброса в атмосфере, представляется очень небольшим. В связи с этим появляется неоправданное стремление снизить мощность выброса ИРГ даже по сравнению с допустимой. Экономически и социально это оправдать трудно, так как вклад ИРГ в радиационное воздействие АЭС на население мал, но, поскольку такое стремление есть, предпочтение чаще отдается УПАК.

При управлении радиационным состоянием активной зоны реактора АЭС с РБМК-1000 желаемого эффекта, т. е. не превышения ДВ ИРГ, легко достичь с помощью камеры выдержки.

Глава 12. Жидкие радиоактивные отходы

Технологический процесс на атомной электростанции всегда сопровождается образованием жидких радиоактивных отходов. Для поддержания необходимого водно-химического режима теплоносителя и снижения его радиоактивности, часть теплоносителя постоянно подвергается очистке на специальных байпасных фильтровальных установках. Байпасные системы спецводоочистки (СВО), работают непрерывно.

Известно, что на ТЭС контур всей станции замкнут. Это объясняется высоким качеством пара и конденсата (несколько мкг/кг, т. е. несколько мг/т). Сбрасывать конденсат такой высокой чистоты и заменять его обессоленной водой экономически нецелесообразно. Для АЭС эти соображения тоже действительны, но более важной причиной для замкнутости цикла АЭС является радиоактивность среды. Поэтому назначение спецводоочистки (СВО) двоякое – выведение примесей, которые могли бы образовывать отложения, и непрерывная дезактивация вод реакторного контура и парогенераторной установки.

После истощения обменной емкости ионообменных фильтров установок спецводоочистки (СВО) производится их регенерация. В результате периодически получается большое количество радиоактивных вод, т. е. жидких радиоактивных отходов (ЖРО).

Несмотря на работу установок спецводоочистки (СВО), все же имеют место отложения радиоактивных примесей на отдельных участках контуров, например в ГЦН. Это затрудняет ремонт оборудования АЭС, для производства которого необходима предварительная дезактивация. Получающиеся при этом отмывочные воды, к числу которых относятся радиоактивные воды опорожнения реактора и парогенераторной установки, низкоактивные трапные воды (в результате внешней обмывки здания и агрегатов) и прачечные воды также являются источником ЖРО.

Каждая АЭС имеет установки для выпаривания этих вод. Это установки периодического действия и относительно малой мощности, хотя на них выпариваются большие объемы радиоактивных вод. Получающийся при этом высокочистый дистиллат возвращается в цикл, а образующаяся твердая фаза, так называемый «кубовой остаток», обрабатывается (цементирование или битумирование) и размещается в специальных хранилищах.

На АЭС с кипящими реакторами постоянной очистке подвергается и конденсат. В качестве фильтрующих материалов применяются специальные ионообменные смолы и перлиты. Регенерационные воды этих фильтров, а также пульпы отработанных смол и перлита, являются жидкими радиоактивными отходами. Кроме того, выполнение требований обеспечения радиационной безопасности персонала АЭС и санитарии (уборка помещений, стирка спецодежды, мытье в душевой и т. д.) также приводит к образованию жидких радиоактивных отходов.

Жидкие радиоактивные отходы (ЖРО), образующиеся на АЭС и предприятиях ЯТЦ считаются радиоактивными, если содержание радионуклида в них превышает допустимую концентрацию ДК_в для питьевой воды, а в случае наличия смеси радионуклидов – если сумма отношений их концентраций к соответствующей ДК превышает единицу.

По удельной активности ЖРО общепринято подразделяют на три категории. Уровень удельной активности, определяющий отнесение отходов к той или иной категории, является условным, и границы между ВАО, САО и НАО в разных странах часто не одинаковы.

В Украине как и в бывшем СССР принята следующая классификация жидких РАО:

- **высокоактивные** (ВАО) – более $3 \cdot 10^{10}$ Бк/л (1 Ки/л);
- **среднеактивные** (САО) – от $3,7 \cdot 10^5$ Бк/л ($1 \cdot 10^{-5}$ Ки/л) до $3,7 \cdot 10^{10}$ Бк/л (1 Ки/л);
- **низкоактивные** (НАО) – менее $3,7 \cdot 10^5$ Бк/л ($1 \cdot 10^{-5}$ Ки/л).

К жидким ВАО относят отходы с удельной β -активностью выше $3,7 \cdot 10^{10}$ Бк/дм³ имеющие высокое тепловыделение и сохраняющие уровень активности и тепловыделения продолжительный период времени. Эти отходы требуют при хранении защиты и охлаждения.

Жидкие САО имеют удельную β -активность от $3,7 \cdot 10^5$ до $3,7 \cdot 10^{10}$ Бк/дм³ и могут иметь невысокую α -активность, для их хранения необходима защита, но не требуется охлаждения.

Жидкие НАО – с удельной β -активностью $37 - 3,7 \cdot 10^5$ Бк/дм³, для их хранения не требуется ни охлаждения, ни защиты.

Эта классификация близка к рекомендациям МАГАТЭ, согласно которым жидкие отходы по уровню активности подразделяют на пять категорий (табл. 12.1).

Таблица 12.1. Классификация жидких отходов по рекомендациям МАГАТЭ

Категория	Удельная активность A , Бк/см ³	Примечание
1	$A \leq 0,37$	Не перерабатывают
2	$0,37 < A \leq 37$	Без защиты
3	$37 < A \leq 3,7 \cdot 10^3$	Защита возможна
4	$3,7 \cdot 10^3 < A \leq 3,7 \cdot 10^8$	Защита необходима
5	$3,7 \cdot 10^8 < A$	Необходимы защита, охлаждение и переработка

В процессе эксплуатации АЭС основными источниками жидких радиоактивных отходов являются:

- контурная вода;
 - конденсат турбин;
 - организованные протечки;
 - пульпа отработанного фильтроперлита и пульпа ионообменных смол;
 - регенерационные воды ионообменных фильтров;
 - кубовые остатки после переработки трапных вод;
 - лабораторные сточные воды;
 - неорганизованные протечки технической воды,
 - обмывочные воды, воды спецпрачечной, растворы дезактивации,
- и т. д.

На перерабатывающих заводах ЯТЦ источниками жидких среднеактивных (САО) и низкоактивных (НАО) отходов являются: сбросные водные рас-

творы после II и III циклов очистки урана и плутония, сбросные водные растворы узлов получения конечных продуктов ценных компонентов в твердой форме, нейтрализованные промывные растворы узла очистки экстрагента, кубовые остатки узлов регенерации азотной кислоты, растворы от дезактивации оборудования, арматуры, контрольно-измерительных приборов и помещений горячих зон, растворы из системы очистки охлаждающих вод бассейнов хранилищ облученного топлива, бытовые воды из душевых и прачечных, сбросы из лабораторий, органические растворы, включающие отработавший экстрагент.

По своему радиохимическому составу эти воды существенно различаются и, соответственно, отличается технология их переработки. Эти воды могут содержать различные органические соединения, натриевые соли, сульфаты, фториды и др.

По концентрации солей жидкие РАО можно разделить на три типа:

- бессолевые воды (воды контуров АЭС, бассейнов выдержки, конденсаты и др.);
- малосолевые (воды от отмывок, протечек контуров);
- высокосолевые (лабораторные, регенерационные, дезактивационные воды).

Методы дезактивации можно тоже разделить на две группы: механические и физико-химические. При использовании механических способов дезактивации, радиоактивные загрязнения удаляются вместе со слоем загрязненного материала без применения химических реагентов.

Технологический процесс переработки жидких отходов среднего и низкого уровней активности состоит обычно из двух этапов. Цель первого этапа – сокращение объемов отходов с одновременным получением небольшого объема концентрата отходов и основного потока очищенных вод, которые можно вновь использовать в производстве или направлять в водосток.

На втором этапе осуществляют переработку концентрата отходов для превращения его в твердый продукт, предназначенный для захоронения или длительного хранения в контролируемых хранилищах.

При выборе наиболее производительного и экономически выгодного способа сокращения объемов отходов принимают во внимание количество жидких отходов, их химический и радиохимический состав, уровень суммарной активности, возможность возврата отходов на повторную обработку, присутствие в жидких отходах взвесей.

При использовании физико-химических способов дезактивации, радиоактивные загрязнения удаляются методом их растворения, химического разрушения или эмульгирования. Процесс дезактивации можно усилить применяя дополнительно ультразвуковые, электрохимические и гидравлические воздействия.

Дезактивирующие растворы по назначению и воздействию можно разбить на три группы:

I группа – растворы для удаления слабофиксированных и нефиксированных радиоактивных загрязнений. Это растворы содержащие щелочи, кислоты, поверхностно-активные вещества (ПАВ).

II группа – растворы для удаления прочнофиксированных радиоактивных загрязнений, окисных отложений. Это комбинации кислот, активаторов окислительно-восстановительных процессов, активаторов растворения окисных пленок

III группа – растворы представляющие собой комбинации нескольких рецептур и предназначены для модификации отложений и их интенсивного дальнейшего растворения.

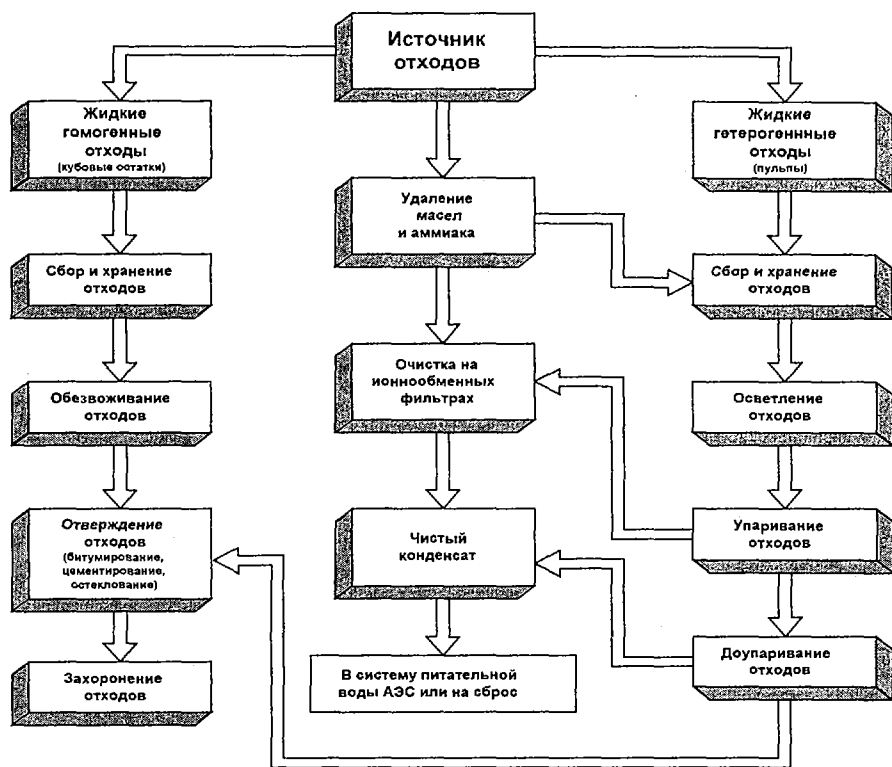


Рис. 12.1. Основные этапы обращения с жидкими РАО.

Выбор схемы дезактивации, переработки и удаления отходов находится в прямой зависимости от многих факторов: характеристика отходов (активность, агрегатное состояние, радиохимический состав); количество отходов, подлежащих обезвреживанию; требуемая степень очистки с учетом санитарных правил; способ окончательного хранения концентрата (рис. 12.1).

Для очистки и переработки жидких отходов на АЭС используют термические, сорбционные и мембранные методы, включающие фильтрацию, соосаждение и коагуляцию осадков и взвесей, ионный обмен, осмос и обратный осмос, электродиализ, упаривание растворов и т.п. Однако не все эти способы еще нашли широкое применение в промышленных масштабах.

Поскольку ни один из известных методов в отдельности не обеспечивает эффективной очистки, они обычно применяются комплексно. Поэтому система очистки ЖРО на станции представляет собой целую цепочку различных установок.

При выборе оборудования по разделению твердой и жидкой фаз ЖРАО можно воспользоваться схемой изображенной на рисунке 12.2.

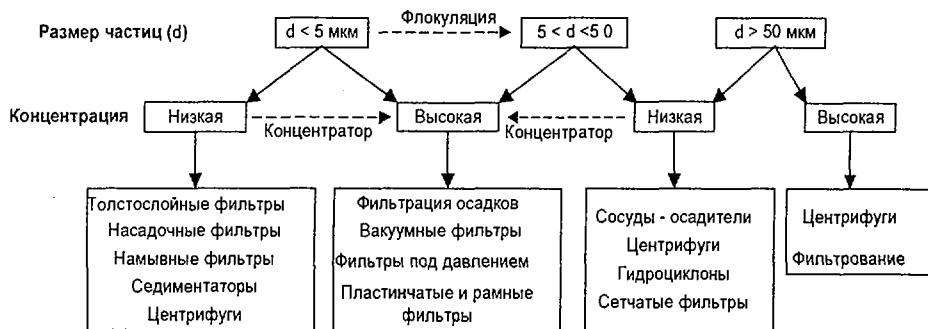


Рис. 12.2. Основные критерии выбора оборудования для разделения твердой и жидкой фаз ЖРАО.

Жидкие ВАО по истечении периода временного хранения переводят в твердую форму. До последнего времени в качестве основного метода обращения с жидкими ВАО было принято хранение жидкого концентрата в специальных емкостях различной вместимости (70-1500 м³), снабженных теплообменниками для охлаждения раствора, системами вентиляции для удаления водорода, системами контроля и автоматического управления для поддержания заданных режимов. Срок эксплуатации емкостей до их замены принимают равным 20 – 30 годам [47].

Процесс отверждения в самом общем виде может включать последовательно такие стадии, как концентрирование раствора упариванием, денитрацию, сушку, прокаливание, плавление, отверждение расплава, отжиг. Возможны и другие методы отверждения, например заключение остеклованных концентратов в металлические матрицы, покрытие частиц кальцината пироуглеродом или металлом и др. В разработанных в разных странах способах отверждения используют или все упомянутые стадии или лишь часть этапов отверждения. При этом образуются твердые продукты, в большей или меньшей степени удовлетворяющие требованиям химической, термической, механической и радиационной стойкости [48, 49].

Глава 13. Очистка жидких радиоактивных отходов

В соответствии с ОСП-72/87 жидкие отходы относятся к категории радиоактивных, если удельная активность радионуклидов в них превышает $ДК_{\text{В}}$ установленные НРБ-76/87. Технологический процесс на АЭС таков, что он всегда сопровождается образованием жидких радиоактивных отходов. Кроме того, выполнение требований обеспечения радиационной безопасности персонала АЭС (уборка помещений, стирка одежды, мытье в душевых и др.) также приводит к образованию жидких радиоактивных отходов.

Таблица 13.1. Характеристика жидких сбросов Чернобыльской АЭС (после аварии 1986 г.)

Радионуклид	Годовые регламентируемые допустимые уровни, Ки	Годовые регламентируемые контрольные уровни, Ки	Фактический годовой сброс за 1987 г., Ки
^{54}Mn	6,7	0,4	-
^{60}Co	1,6	0,5	0,17
^{134}Cs	1,6	0,7	-
^{137}Cs	1,6	1,0	0,68
^{90}Sr	1,6	0,3	0,27

Для примера в таблице 13.1 представлена характеристика сбросов Чернобыльской АЭС, причем необходимо отметить, что приведенные значения учитывают смыв радионуклидов с территории станции, загрязненной после аварии 1986 г.

Для снижения активности реакторной воды и поддержания заданного водно-химического режима теплоносителя часть его постоянно направляется систему спецводоочистки (СВО) на фильтры внутриконтурной, «байпасной» очистки. Очистке на фильтрах подвергается конденсат (на АЭС с кипящими реакторами). В качестве фильтрующих материалов применяют ионообменные смолы и, например, перлит (намывной механический фильтр), которые периодически регенерируют или заменяют, пульпы отработавших фильтрующих материалов и растворы, использованные для их радиоактивных отходов, удельная активность которых до 10^{10} Бк/л (1 Ки/л).

При проведении ремонтных работ на оборудовании первого контура или контура многократной принудительной циркуляции при перегрузке тепловыделяющих сборок на АЭС с корпусными реакторами часть теплоносителя сливают. Это вторая группа жидких радиоактивных отходов.

Перед проведением ремонтных операций для улучшения радиационной обстановки у ремонтируемого оборудования его дезактивируют, т. е. частично удаляют радиоактивные продукты коррозии, находящиеся в отложениях на внутренних поверхностях оборудования.

Дезактивационные и промывочные растворы представляют собою третью группу жидких радиоактивных отходов.

К категории жидких радиоактивных отходов относятся также трапные воды – неорганизованные протечки теплоносителя и обмывочные воды и растворы, использованные для дезактивации наружных поверхностей оборудо-

вания и поверхностей (полов, стен, потолков) помещений. Воды прачечных на АЭС (стирка спецодежды, обуви) – также жидкие радиоактивные отходы.

Все или практически все жидкие радиоактивные отходы АЭС кроме радиоактивных веществ содержат различные другие химические вещества (химические реагенты для дезактивации, моющие средства и пр.), они обладают различной засоленностью (от 2 до 5 г/л) и по уровню удельной активности разделяются на среднеактивные (все из перечисленных, кроме вод спецпрачечных) и низкоактивные (воды спецпрачечных). На АЭС образуются также жидкие отходы, содержащие радиоактивные вещества, но не относящиеся к категории радиоактивных – это душевые воды, т. е. воды, использованные в санпропускниках.

Поскольку санитарное законодательство Советского Союза запрещает сброс жидких радиоактивных отходов в открытую гидрографическую сеть, все жидкие радиоактивные отходы на АЭС собирают в специальные баки-хранилища (хранилища жидких радиоактивных отходов – ХЖО) и подвергают переработке. В процессе переработки радиоактивные и другие химические вещества извлекают из отходов и очищенную воду возвращают в технологический процесс, организуя таким образом оборотную систему водоснабжения АЭС. Поскольку объем радиоактивных жидких отходов на АЭС достаточно велик (десятки тысяч кубических метров) и они содержат также долгоживущие радионуклиды, надолго изолированные от окружающей среды, то переработкой этих отходов достигается другая, кроме оборотного водоснабжения, цель: сведение отходов, подлежащих длительному захоронению, к минимальному объему [51, 52].

Для переработки жидких радиоактивных отходов на АЭС используют термические, сорбционные и мембранные методы (чаще – два первых).

Термический метод (дистилляция или упаривание) наиболее распространенный и удобный способ переработки жидких радиоактивных отходов, отличающийся высокой степенью очистки отходов от радиоактивных веществ: $K_{оч} = 10^4 \div 10^6$. Осуществляют этот способ в специальных выпарных аппаратах (перегонных кубах) с подводом тепла водяным паром через стенку аппарата (рис 15.1).

На сегодняшний день используются три основных типа выпарных аппаратов: перегонные кубы, выпарные аппараты с естественной циркуляцией и выпарные аппараты с принудительной циркуляцией. Термический метод отличается относительной простотой и эффективностью.

Термический метод обычно дополняют сорбционные – удаление радионуклидов в результате адсорбции, ионного обмена, адгезии и т.д.

Так, на Чернобыльской АЭС применяется установка для очистки трапных вод от солей и радиоактивных примесей до степени чистоты, позволяющей сбрасывать очищенные воды в пруд-охладитель или использовать в оборотном цикле. Очистке подвергаются протечки контура, не поддающиеся организованному сбору и попадающие в трапы спецканализации, минерализованные воды и растворы от дезактивации оборудования и регенерации ионообменных смол, частично обмывочные воды помещений, воды спецпрачечной и др.

Очистка трапных вод является многоступенчатым процессом, включающим в себя:

- коагуляцию на гидроокиси железа для удаления солей жесткости, гидроокисей тяжелых металлов и частично мыла;
- чистку дистилляцией на трехкорпусной выпарной установке от нелетучих примесей (соли, продукты коррозии и др.);
- дегазацию для удаления из конденсата выпарной установки инертных радиоактивных газов (ксенон, криптон) и уголекислоты, образующейся из бикарбонатов за счет их разложения при выпаривании;
- доочистку конденсата выпарной установки фильтрацией на фильтре с активированным углем от органических примесей и на ионообменных фильтрах от растворимых солей.

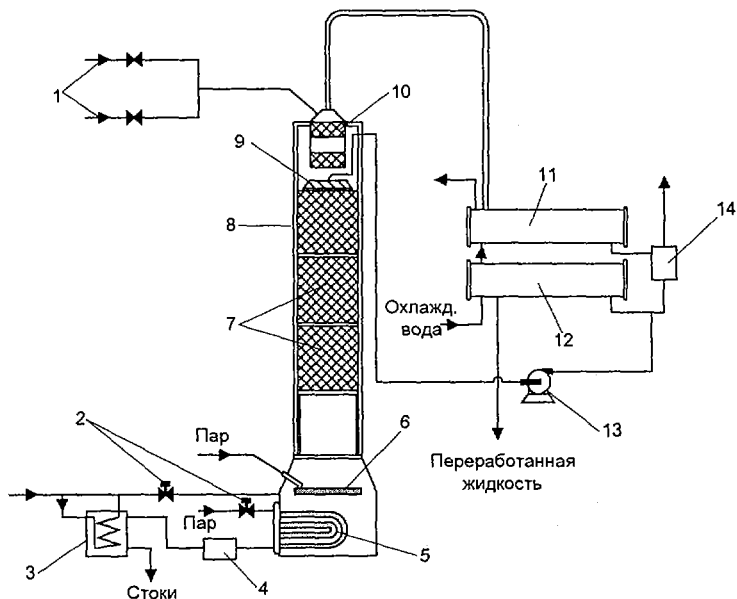


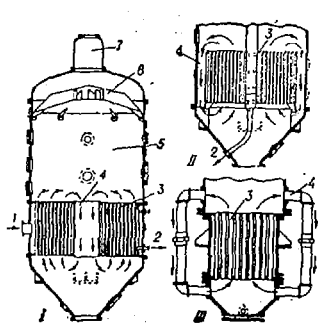
Рис. 13.1. Перегонный куб.

- 1 – подача воды и кислоты для дезактивации; 2 – электромагнитные клапана;
- 3 - предварительный подогрев; 4 - пароуловитель; 5 - спираль подогрева; 6 - спираль подогрева; 7 – кольцо Рошига; 8 - паровая рубашка; 9 – распределитель рефлюкса;
- 10 - влагоуловитель; 11 - конденсатор; 12 - охладитель; 13 - рефлюкс; 14 - венткамера;

Раствор из последнего, третьего, корпуса выпарного аппарата насосами подается в доупариватель, где происходит его глубокое упаривание. Пар доупаривателя конденсируется и возвращается в емкость коагулированной воды, а кубовой остаток перекачивается в емкости ХЖО.

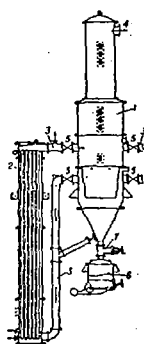
Очищенная вода через фильтр-ловушку направляется в баки чистого конденсата, из которых после контроля на радиоактивность и солесодержание сбрасывается или пускается в оборотное водопользование.

Таблица 13.2. Типы промышленных выпарных аппаратов



Выпарные аппараты с внутренними вертикальными нагревательными камерами.

- 1 — вход греющего пара;
- 2 — выход конденсата;
- 3 — нагревательная камера;
- 4 — циркуляционный канал;
- 5 — сепарационное пространство;
- 6 — отражатель; 7 — выход вторичного пара.



Выпарной аппараты с двумя выносными нагревательными камерами.

Выпарной аппарат с принудительной циркуляцией раствора.

- 1 — нагревательная камера;
- 2 — сепаратор;
- 3 — циркуляционный насос.

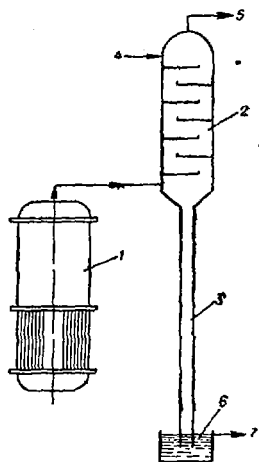


Схема вакуумвыпарного аппарата.

- 1 - выпарной аппарат, 2 - конденсатор смешения;
- 3 — барометрическая труба; 4 — вход охлаждающей воды; 5 — к вакуумнасосу; 6 — барометрическая коробка; 7 — сброс избытка воды.

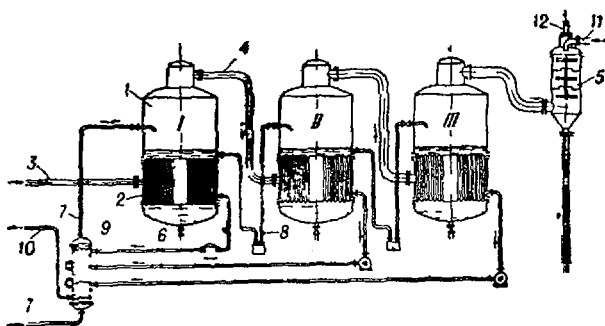


Схема прямоточного трехкорпусного выпарного аппарата.

- I, II, III - корпуса, 1 — сепарационный объем;
- 2 — нагревательная камера; 3 - паропровод первичного греющего пара; 4 - паропровод вторичного пара;
- 5 - конденсатор смешения; 6 — конденсаторопроводы;
- 7 - трубопровод слабого раствора; 8 — междукорпусные трубопроводы для раствора; 9 — подогреватель слабого раствора; 10 - отвод конденсата; 11 — водопровод; 12 - труба к вакуумнасосу.

В дебалансной воде обычно содержится остаточное количество трудно улавливаемых при очистке продуктов деления, коррозии и активации самой воды. Из них наибольший интерес представляет не улавливаемый системами водоочистки тритий. Из других радионуклидов сточных вод АЭС наибольший интерес представляют ^{60}Co , ^{90}Sr , ^{137}Cs . В таблице 13.2 показаны основные типы промышленных выпарных аппаратов, на рис.13.2 основные типы пленочных выпарных аппаратов

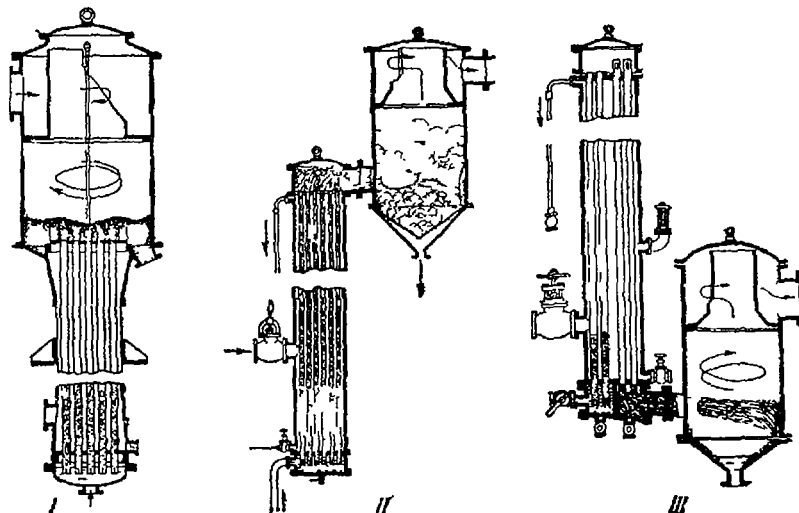


Рис. 13. 2. Пленочные выпарные аппараты.

Сорбционные методы предполагают удаление радионуклидов из жидких отходов в виде твердой фазы в результате адсорбции, ионного обмена, адгезии, кристаллизации и т. п. Сорбцию проводят также в специальных аппаратах в динамических или в статических условиях на насыпных или намывных фильтрах. Сорбционные установки представляют собой насыпные или намывные фильтры со специальными ионообменными смолами.

В качестве фильтрующих материалов в отечественной практике в основном применяют специальные ионообменные смолы – сильноокисленный катионит КУ-2-8, сильноосновный анионит АВ-17-8, а также слабоосновные аниониты АН-31 и АН-2ФН. Все они обладают высокой обменной емкостью и достаточно высокими коэффициентами очистки отходов от радионуклидов. Так, коэффициент очистки КУ-2-8 для ^{137}Cs и ^{24}Na достигает 10^2 . Однако из-за селективности к отдельным радионуклидам метод сорбции нельзя рассматривать как основной метод очистки радиоактивных нуклидов.

Для снижения активности реакторной воды и поддержания заданного водно-химического режима теплоносителя часть его постоянно направляется на фильтры внутриконтурной очистки. Очистке на фильтрах подвергается конденсат (на АЭС с кипящими реакторами). В качестве фильтрующих материалов применяют ионообменные смолы и, например, перлит (намывной ме-

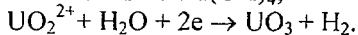
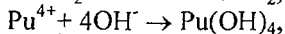
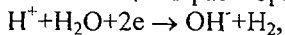
ханический фильтр), которые периодически регенерируют или заменяют, пульпы отработавших фильтрующих материалов и растворы, использованные для их радиоактивных отходов, удельная активность которых до 10^{10} Бк/л (1 Ки/л).

Коагуляция и флокуляция являются методами химического разделения. При флокуляции и коагуляции к ЖРО добавляются химические реагенты, переводящие растворенные радионуклиды в нерастворимые формы. Эти нерастворимые формы отделяются от ЖРО либо гравиметрически, либо при помощи ультрафильтрации. Главные различия между этими двумя методами состоят в размере и форме нерастворимых частиц; при коагуляции частицы стремятся к небольшим, компактным размерам, при флокуляции же частицы формируют разветвленную структуру. Еще одно преимущество флокуляции состоит в том, что флокулы образуют фильтр, способный извлекать взвешенные частицы (например, коллоиды).

Флокуляция, в сочетании с другими технологиями, может обеспечить очень высокие показатели КСО. В этом контексте КСО определяется как отношение первоначального объема отходов к конечному объему. Ограничения, связанные с флокуляцией, состоят в том, что первоначальный объем осадка должен быть примерно 4% весовых, при этом содержание твердых частиц в нем может быть 10% весовых. Также некоторые соли, воздействующие на бетон, могут быть в значительных количествах извлечены в флокулы. Поэтому, перед иммобилизацией флокулы, возможно, потребуется ее промывка.

Обычно актиниды осаждаются при повышении значения pH потоков отходов до уровня примерно pH 10. Это осаждение может быть усилено при помощи соосаждения с $\text{Fe}(\text{OH})_3$. Полученная флокула имеет преимущество, состоящее в том, что, благодаря своей сетчатой структуре, способной улавливать коллоидные частицы, она может способствовать извлечению коллоидов.

Электрическая переработка ЖРО является одним из вариантов химической коагуляции/флокуляции (когда концентрация активных частиц очень низка). Прямое осаждение на катодном электроде при помощи перевода растворимых частиц в нерастворимые:



Дополнительно, в кислотных растворах можно применять электрокоагуляцию, при которой флокулы формируются вокруг анода путем анодного осаждения Fe или Al,

Причины, вызывающие осаждение радиоактивных изотопов в процессе коагуляции, а также механизм происходящих при этом процессов могут быть самыми различными.

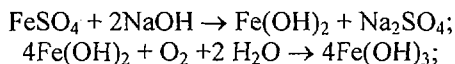
В процессе коагуляции РАО могут очищаться следующими методами:

- осаждения радиоактивных изотопов совместно со стабильными изотопами;
- захвата взвешенных, в очищаемой зоне частиц (особенно коллоидных) вновь образованными осадками;

– адсорбции радиоактивных изотопов, находящихся в растворе в ионном состоянии, на развитой поверхности вновь образующихся осадков стабильных веществ.

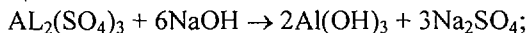
В качестве коагулянтов чаще всего используют легкодоступные, недорогие реагенты; сернокислое железо (закисное и окисное), сернокислый алюминий, соли кальция, смеси фосфатов и гидроокиси кальция [51].

При использовании двухвалентного сернокислого железа в щелочной среде образуется гидроокись двухвалентного железа, которая окисляется кислородом воздуха, присутствующим в растворе, до гидроокиси трехвалентного железа:



Процесс рекомендуется проводить при pH - 8,5-11.

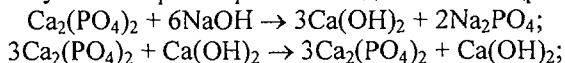
Коагуляцию гидроокисью алюминия для очистки ЖРО применяют значительно реже так, как применение гидроокиси железа возможно в более щелочной среде, в которой сорбция радионуклидов происходит лучше. Процесс протекает по реакции:



Оптимальные условия образования хлопьев гидроокиси алюминия при pH ~ 7 – 8.

Как видно из приведенных выше реакций, при использовании в процессах коагуляции солей увеличивается общее солесодержание раствора за счет сульфата натрия. Для исключения этого нежелательного явления используют электрокоагуляцию. В основе электрокоагуляции лежит процесс анодного растворения металлов под действием электрического тока. Перешедшие в раствор катионы Al^{3+} или Fe^{2+} гидролизуются и служат активными коагулянтами для дисперсных примесей. Сопутствующее анодному растворению наложение на коагулирующую систему электрического поля и связанный с ним электрофорез частиц дополнительно интенсифицируют процесс. Основным элементом электрокоагулятора - набор железных или алюминиевых пластин, в зазорах между которыми протекает обрабатываемая вода.

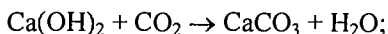
Большое распространение получила фосфатная коагуляция, в основе которой лежит получение нерастворимого соединения - гидроксилapatита:



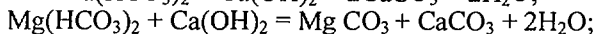
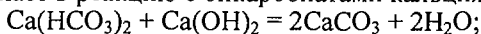
Для осаждения гидроксилapatита требуется высокая щелочность среды или большой избыток фосфат-ионов. При фосфатной коагуляции происходит сорбция катионных форм радионуклидов, главным образом стронция (на 98 %), а цезий и радионуклиды в анионной форме практически не осаждаются. В целом фосфатная коагуляция дает очистку от смеси β -активных изотопов на один – два порядка.

Радионуклиды ^{137}Cs удаляют с помощью осаждения ферроцианидов металлов, чаще всего с ферроцианидом никеля, так как он менее чувствителен к солевому составу перерабатываемых отходов и сохраняет сорбционные свойства в широком диапазоне pH (при pH = 9 коэффициент очистки достигает 100) [50].

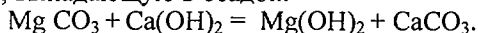
При содово-известняковом умягчении в осадок выпадают карбонат кальция и гидроксид магния, которые служат коллекторами в основном для радиоактивного стронция. Сущность известково-содового способа сводится к следующим основным процессам. Введенная гашеная известь реагирует в растворенной в воде углекислотой:



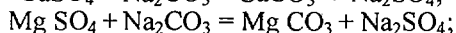
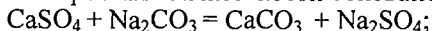
а также вступает в реакцию с бикарбонатами кальция и магния:



При избытке извести карбонат магния взаимодействует с ней, образуя гидроксид магния, выпадающую в осадок:



Удаление солей некарбонатной жесткости основано на реакциях:



Использование содово-известкового процесса позволяет наряду со ^{90}Sr удалять и другие изотопы, главным образом изотопы редкоземельных элементов, ^{95}Zr , ^{95}Nb . Их содержание после осаждения CaCO_3 снижается примерно на порядок.

На поверхности образующегося осадка протекают различные обменные и адсорбционные процессы. Сорбция ^{90}Sr достигает, значительной степени (около 90%) в щелочной среде (pH = 10,5), когда поверхность хлопьев имеет сильный отрицательный заряд. Извлечение ^{106}Ru изменяется в широких пределах (8 – 96%) из-за многообразия его химических форм. Сорбции ^{137}Cs осадком не наблюдается [50].

Особенность метода химического осаждения – селективность к отдельным радионуклидам. К наиболее важным радионуклидам, требующим селективного удаления, можно отнести ^{137}Cs , ^{106}Ru , ^{90}Sr , ^{131}I , ^{60}Co . Рутений и кобальт плохо концентрируются на осадках. Наиболее известные сорбенты для рутения – сульфиды тяжелых металлов, таких как сурьма, кобальт, железо, свинец. Наиболее эффективна очистка от кобальта на оксигидратах циркония, хрома и марганца. Удаление йода ^{131}I можно производить соосаждением с иодидом серебра или меди со стабильным изотопом-носителем.

Процесс химического осаждения завершается операциями по разделению фаз, предназначенными для осветления основной части отходов и концентрирования полученных при этом шламов. Для этой цели обычно используют отстойники-осветлители типа суспензионных сепараторов (рис. 13.3).

Особенность суспензионного сепаратора в том, что осадок в нем находится во взвешенном состоянии. Этому способствует то, что обрабатываемая вода поступает в сепаратор снизу через центральную трубу, расположенную над ложным дном.

При этом ранее выпавший осадок, находящийся во взвешенном состоянии, выполняет функции механического фильтра и катализатора, ускоряющего выпадение твердой фазы, а также способствует перемещению и агломерации взвешенных частиц, содержащихся в осветленной воде.

Для уплотнения пульпы в осветлителе имеется шламоуплотнитель. Подобные осветлители имеют примерно в 2 раза большую производительность

по сравнению с вертикальными отстойниками и позволяют снижать содержание взвесей в радиоактивных сбросах до 10 мг/л.

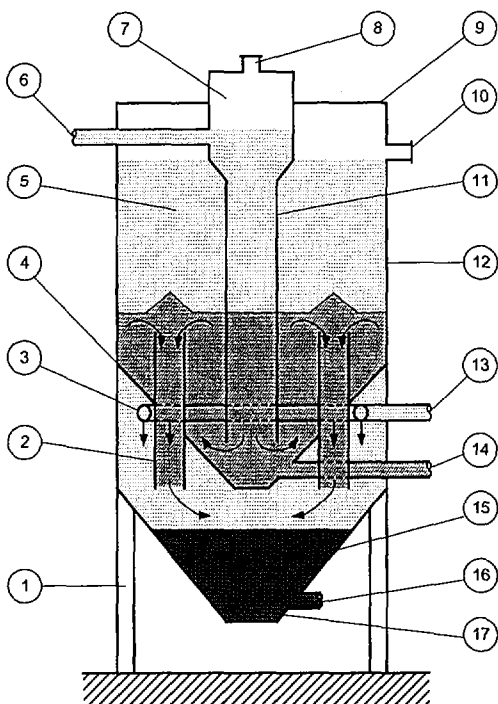


Рис. 13.3. Отстойник-осветлитель для ЖРО.

- 1 - опора, 2, 11 - перепускные трубы, 3 - дырчатое кольцо, 4 - ложное дно, 5 - осветлитель, 6 - вход обрабатываемой воды, 7 - воздухоотделитель, 8 - сдувка, 9 - крышка, 10 - выход очищенной воды, 12 - корпус, 13 - выход очищенной воды из шламодепонитора, 14, 16 - удаление шлама, 15 - конусообразное днище, 17 - шламоуплотнитель.

Для дальнейшего осветления радиоактивных отходов обычно предусматривается операция фильтрования. Осветляют РАО также разнообразными по свойствам фильтровальными перегородками, в частности зернистыми слоями кварцевого песка, диатомита, угля, тканями из синтетических волокон, сетками из металлических нитей, пористыми перегородками из кварца, спекшегося стеклянного или металлического порошка.

Опыт показывает, что объем фильтра dv , получаемый за малый промежуток времени dt с единицы поверхности фильтрующей перегородки S , прямо пропорционален разности давлений и обратно пропорционален вязкости фильтра μ , общему сопротивлению осадка $R_{ос}$ и фильтровальной перегородки $R_{ф.п}$ (закон Дарси):

$$dv/Sd\tau = \Delta P/\mu (R_{oc} + R_{\phi.n}).$$

Наиболее просты песчаные или кварцевые фильтры. Слой кварцевого песка имеет высоту 1,2 м, диаметр зерен 1,5 – 2 мм. Иногда перед дренажной системой оборудуют подложку из антрацита высотой 5 – 10 см. Песчаные фильтры рассчитаны на давление 0,3 – 0,5 МПа. Коэффициент очистки от взвесей на этих фильтрах составляет около 10. Грязеемкость песчаных фильтров составляет 1,5 кг/м³. Время цикла в среднем от 10 до 20 ч., скорость фильтрации раствора 8 – 10 м/ч. Сопротивление фильтра 0,05 – 0,1 МПа. К недостаткам песчаных фильтров следует отнести значительное количество вторичных отходов, образующихся при их регенерации.

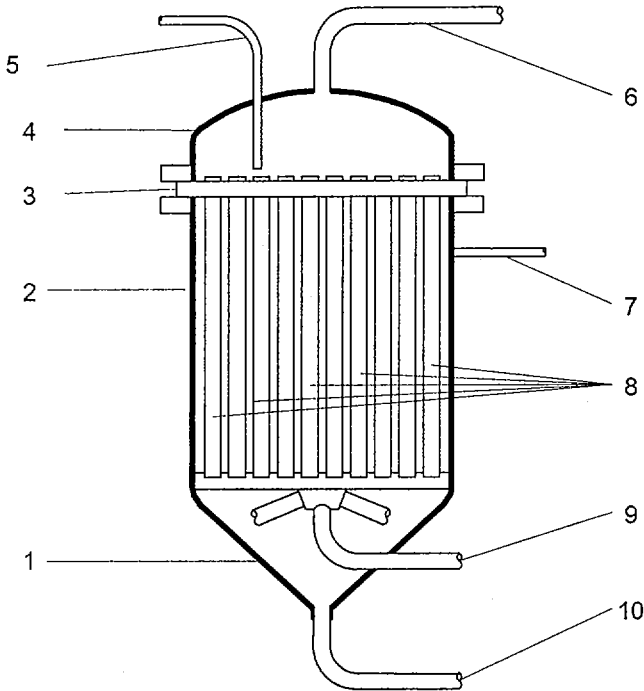


Рис. 13.4. Намывной фильтр АФНм - 1,2 - 10.

1 - коническое днище, 2 - корпус, 3 - трубная доска, 4 - объемная крышка, 5 - слив воды перед регенерацией, 6 - выход очищенной воды, 7 - сброс сжатого воздуха перед регенерацией, 8 - фильтрующие элементы, 9 - подача обрабатываемой воды, 10 - удаление отработанного фильтропорошка и вход суспензии фильтроперлита при намыве фильтрующего слоя.

Более перспективны для переработки ЖРО намывные фильтры (рис. 13.4), в которых в качестве вспомогательных фильтрующих веществ могут использоваться как естественные, так и искусственные материалы (чаще всего модифицированный перлит).

У намывных фильтров ряд преимуществ: они обеспечивают более тонкое фильтрование (до 1 мкм), что позволяет этот процесс использовать как самостоятельную операцию по очистке отходов; имеют большую производительность; при их регенерации образуется сравнительно немного вторичных отходов,

В трубную решетку вмонтированы патроны, изготовленные из пористой керамики или витков проволоки. На эту фильтрующую перегородку наносится тонкий слой фильтрующего материала: диатомита, перлита, кизельгура или туфа. На созданный таким образом начальный фильтрующий слой подается суспензия с добавкой дополнительного фильтрующего материала, способствующего образованию пористого осадка. Грязеемкость фильтров с намывным слоем составляет 300 – 600 г/кг фильтрующего материала. Коэффициент очистки от взвесей колеблется от 10 до 1000. Осадок вместе с фильтрующим материалом удаляется обратным током [50].

Ионообменная очистка – это сложный процесс поглощения радиоактивных изотопов ионообменными смолами. Ионный обмен уже длительное время используется для отделения растворимых радиоактивных примесей из водных потоков. Принцип его действия заключается в замещении растворенными в воде радиоактивными компонентами нерадиоактивных компонентов смолы; но существуют ограничения в его использовании. Эти ограничения в основном не вызваны радиоактивностью и связаны с содержанием взвешенных твердых частиц и другими растворимыми солями в водных потоках. Взвешенные частицы могут захватываться ионообменным материалом (он действует как обычный толстослойный фильтр), что вызывает неприемлемое снижение скорости фильтрации.

Ионный обмен между раствором и ионом имеет характер гетерогенной химической реакции и зависит как от типа смолы, так и от природы и состояния изотопа в растворе [50, 51]. Количественной характеристикой процесса сорбции служит коэффициент распределения.

В производственных условиях эффективность сорбционных процессов характеризуется коэффициентом очистки $K_{оч} = A_{исх}/A_p$, т.е. отношением активности исходного раствора к активности очищенной воды.

По степени ионизации функциональных групп иониты подразделяются на сильнокислотные (сильноосновные) и слабокислотные (слабоосновные); иониты, содержащие сульфо- и фосфорнокислые группы, а также группы четвертичного аммониевого основания, являются соответственно сильнокислотными и сильноосновными; иониты, содержащие фенольные группы и первичные аминогруппы – слабокислотными и слабоосновными. Иониты с карбоксильными и третичными аминогруппами занимают промежуточное положение между сильно- и слабокислотными (основными) смолами.

Для очистки жидких РАО применяют ионообменные фильтры (рис. 13.5), в которых используют в основном такие сорбенты: сильнокислотный катионит КУ-2-8, сильноосновной анионит АВ-17-8 и слабоосновные аниониты АН-31 и АН-2ф. Сорбенты выпускаются в гранулированном виде и используются обычно в H^+ и OH^- -формах.

Специфика работы ионитов в полях ионизирующих излучений проявляется в изменении емкости ионитов в результате нарушения их молекуляр-

ной структуры. При этом изменяются все химические и физические свойства сорбента. Различие в радиационно-химической стойкости катионита КУ-2-8с и анионита АВ-17-8с обусловлено в первую очередь разной стойкостью функциональных групп $-SO_3H$ и $-CH_2N^+(CH_3)_3$ к действию радиации.

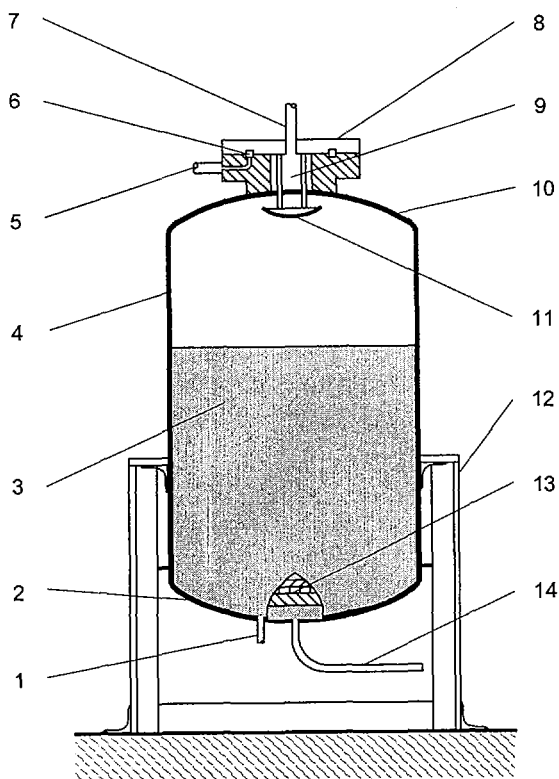


Рис. 13.5. Ионообменный фильтр АФИ - 1,0 - 140.

1 - устройство для выгрузки фильтрматериала и полного опорожнения, 2 - днище, 3 - фильтрматериал, 4 - корпус, 5 - выход протечек, 6 - прокладка, 7 - подача обрабатываемой воды, 8 - крышка лаза, 9 - лаз, 10 - крышка, 11 - верхнее распредустройство, 12 - опора, 13 - нижнее распредустройство, 14 - выход очищенной воды.

По радиационной стойкости иониты можно расположить в ряд: *пиридиновые аниониты > сульфо- и карбоксильные катиониты > слабоосновные аниониты типа первичных, вторичных и третичных аминов > сильноосновные аниониты типа четвертичных аммониевых оснований.*

Для очистки ЖРО применяются следующие принципиальные схемы ионного обмена: последовательное катионирование и анионирование; очистка на фильтрах смешанного действия (ФСД) со смешанным слоем ионитов. По-

следний процесс предпочтительнее вследствие непрерывной; нейтрализации в растворе водородных и гидроксильных ионов, выделяемых из фазы ионита, но применяется он в промышленности реже из-за сложностей регенерации. Несмотря на хорошую обратимость сорбции, при регенерации сорбента требуется 2-3 – кратный избыток кислоты и щелочи.

Значительное место в проблеме переработки ЖРО отводится использованию природных сорбентов, модифицированных природных сорбентов (глины и цеолиты) и синтетических неорганических сорбентов (в основном, цеолиты).

Современные ионообменные материалы включают в себя или синтетические неорганические материалы

Интерес к неорганическим сорбентам вызван тем, что они обладают селективностью к отдельным радионуклидам, прочной фиксацией радионуклидов и высокой радиационной стойкостью. Природные сорбенты отличаются доступностью и дешевизной, а относительно высокая стоимость искусственных неорганических сорбентов компенсируется их большой емкостью и селективностью.

Возможность использования некоторых природных сорбентов в качестве ионообменников связана с наличием в них подвижных ионов, способных обмениваться на ионы в растворе. Так, в глинах подвижные катионы Ca^{2+} , Mg^{2+} , K^+ и Na^+ связаны с отрицательными зарядами на алюмосиликатной решетке. Анионный обмен связан с гидроксильными ионами, расположенными в местах разрыва $\text{Si} - \text{O} - \text{Si}$ - связей. Для многих природных сорбентов анионный обмен очень мал по сравнению с катионным обменом, но, например, для каолина обе эти величины сравнимы.

Преимущества природных сорбентов перед синтетическими смолами:

- сравнительно низкая стоимость;
- более жесткая фиксация радионуклидов, которая может быть существенно усилена термической обработкой;
- более высокая селективная емкость некоторых природных сорбентов, например, у клиноптилолита сорбционная емкость по цезию в несколько раз выше, чем у синтетических смол;
- избирательная сорбция отдельных радионуклидов в присутствии больших количеств солей;
- большая радиационная стойкость.

Однако, наряду с отмеченными преимуществами, эти материалы по сравнению с синтетическими ионообменниками имеют ряд недостатков:

- относительно низкую ионообменную емкость;
- довольно низкую стойкость при действии кислот и щелочей;
- ограниченную устойчивость в растворах с низким содержанием солей и кремния;
- сравнительно низкую сопротивляемость истиранию.

Наиболее распространенные природные сорбенты – доломит, глауконит, вермикулит, магнетит и др.

Из природных минералов хорошей сорбционной способностью обладают алюмосиликаты – глины, цеолиты. Как правило, алюмосиликаты селективны к наиболее опасным токсичным радионуклидам ^{137}Cs и ^{90}Sr . Например,

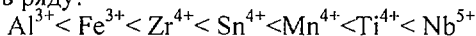
по отношению к цезию емкость клиноптилолита составляет $1,5 \div 1,7$ моль/кг, вермикулита – $1,0 \div 1,5$ моль/кг. Клиноптилолит и вермикулит показали хорошие сорбционные свойства при использовании их для очистки ЖРО АЭС в динамических условиях после пропускания 1500 колоночных объемов V_k отходов с активностью $1,9 \cdot 10^4$ и $7,8 \cdot 10^6$ Бк/л средний K_{0n} составил $5 \cdot 10^3$ по γ -активности и $9 \cdot 10^2$ по β -активности. Хорошая селективностью по отношению к радиоактивному стронцию обладает пиролюзит: коэффициент распределения этого радионуклида при сорбции из раствора, содержащего 12 г/л NaNO_3 составил $5,6 \cdot 10^5$ мг/л.

Из природных сорбентов, селективных к цезию и стронцию, для очистки отходов за рубежом наибольшее применение находит вермикулит, В Тромбее (Индия), его используют на второй ступени очистки отходов АЭС в насыпных фильтрах без регенерации. В Харуэлле (Великобритания) вермикулит использовали как ионообменный материал в виде намывного слоя при очистке отходов и вертикальных центрифугах. Общий K_{0n} от β -излучателей в этом случае был около 20. Вермикулит рассматривают как перспективный фильтрующий материал при использовании его в намывных фильтрах, где он служит для ионообменной (в основном для радиоактивного цезия) и механической очистки РАО [52]. В Айдахо (США) применяют для очистки отходов исследовательского реактора природный цеолит – клиноптилолит. Очистку проводили фильтрованием через колонну, заполненную сорбентом. При переработке 800 колоночных объемов отходов, где определяющими радионуклидами были ^{137}Cs и ^{90}Sr , обеспечивалась очистка в 200 раз.

Искусственные неорганические сорбенты используют при переработке высокоактивных отходов (ВАО) и небольших количеств среднеактивных отходов (САО), причем очень важно такое их качество, как радиационная стойкость. Основная задача, которую решают при использовании искусственных неорганических сорбентов – выделение из отходов долгоживущих радионуклидов (^{137}Cs и ^{90}Sr и др.) для их применения в народном хозяйстве.

Высокой селективностью по отношению к радиоактивному цезию обладают ферроцианиды тяжелых металлов; коэффициент распределения ^{137}Cs при сорбции его из раствора, содержащего 12 г/л NaNO_3 , составил $1,5 \cdot 10^5 \div 2 \cdot 10^9$ мл/г. Причем радиоцезий сорбировался настолько прочно, что сорбент практически нельзя регенерировать.

Гидроксиды и ксерогели металлов сорбируют различные радионуклиды и, в частности, являются эффективными сорбентами радиоактивного цезия. Исследование сорбции ^{137}Cs ксерогелями различных металлов показало, что она увеличивается в ряду:



Сорбционные селективные свойства по отношению к рутению характерны для сульфидов металлов. Проверка сульфида меди в динамических условиях показала, что при пропускании через колонку с сорбентом раствора, содержащего 12 г/л NaNO_3 и $6,6 \cdot 10^6$ Бк/л ^{106}Ru в виде нитрозилнитрата, со скоростью $2V_k$ в час обеспечивался коэффициент очистки (КО) – $1 \cdot 10^3 \div 5,5 \cdot 10^3$ в течение прохождения 2200 V_k . В связи с невысокой стоимостью сорбента предполагается его однократное использование.

Таким образом, в принципе имеются селективные неорганические сорбенты для наиболее токсичных радионуклидов: ^{137}Cs и ^{90}Sr и ^{106}Ru . Неорганические сорбенты выгодно использовать в динамических условиях, так как при этом достигается лучшая очистка и более полно используется сорбционная емкость. Однако неорганические сорбенты, как правило, не обладают необходимыми для применения их в насыпных фильтрах механическими и фильтрационными свойствами. Поэтому часто природные неорганические сорбенты приходится применять в статических условиях или в намывных фильтрах, где к ним таких жестких требований не предъявляется.

Для искусственных неорганических сорбентов такие решения из-за их высокой стоимости и ограниченных масштабов применения обычно неприемлемы. Поэтому для использования этих сорбентов в насыпных фильтрах их приходится специально наносить на зернистый инертный механически прочный материал тонким слоем: масса сорбента не должна превышать 19 % массы получающейся гранулы. Сорбенты, используемые в таком виде (тонкопленочные сорбенты), обеспечивают высокие коэффициенты распределения основных радионуклидов (^{137}Cs , ^{90}Sr и ^{60}Co), которые в пересчете на сорбирующее вещество достигают величины порядка $10^4 - 10^5$ мл/г. В качестве носителя обычно применяют зерна силикагеля, синтетических ионитов, активированный уголь. Благодаря хорошим технологическим, механическим и фильтрационным показателям эти сорбенты могут получить распространение в области обезвреживания ЖРО при благоприятных экономических показателях,

Из-за селективности к отдельным радионуклидам сорбцию на неорганических сорбентах нельзя рассматривать как основной метод очистки. Однако имеются условия, благоприятные для использования этих сорбентов, особенно селективных к радиоактивному цезию. Так, в Саванна-Ривер (США) для очистки конденсатов от упаривания отходов засоленностью менее 100 мг/л и отходов, содержащих 10 г/л солей и $1,8 \cdot 10^6 \div 3,7 \cdot 10^6$ Бк/л ^{137}Cs , успешно использовали синтетический цеолит марки Linde AW – 500, селективный к цезию и имеющий обменную емкость 2,2 моль/кг. Очистку осуществляли фильтрованием через насыпной фильтр, заполненный 265 л сорбента однократного использования, обеспечивающего очистку соответственно 10 тыс. и 1500 колонных объемов конденсата и солевых отходов. При этом достигается $K_{oc} \approx 200$. Этот пример иллюстрирует также влияние солей на сорбционную эффективность неорганических сорбентов даже с высокой селективностью к сорбируемому компоненту – 10 тыс. колонных объемов вместо 1500.

В настоящее время разрабатываются новые материалы, например алюмосиликаты, титанаты и гидратированные оксиды титана.

Экономическая оценка способа очистки солевых отходов на синтетических сорбентах показала, что, несмотря на значительный вклад в общие расходы по потреблению стоимости сорбента (около 70 %), общая стоимость очистки солевых отходов умеренная и составляет около 2 долларов за 1 м^3 при переработке в течение года около 4000 м^3 [50 – 53].

Мембранные методы очистки – это методы, в которых удаление радиоактивных веществ из отходов происходит на молекулярном уровне. Из для наибольший интерес для переработки ЖРО представляют *электродиализ*,

обратный осмос и ультрафильтрация. Эти методы уже давно применяются в практике опреснения засоленных вод, где основная задача сводится к разделению воды и соли. Такое разделение достигается избирательным прохождением через мембраны ионов (электродиализ) или воды (обратный осмос) под действием соответственно разности электрических потенциалов или перепада давления. Ультрафильтрация отличается от обратного осмоса использованием мембран с более крупными порами, требующих для фильтрования меньших перепадов давления (обычно до 1 МПа). При этом через мембрану проходят вода и соли, а коллоиды и крупные органические молекулы размерами от 2 до 10000 нм задерживаются.

Конечные продукты мембранных методов – концентраты и обессоленные или осветленные фильтраты (диализаты). Эти методы не требуют дополнительного расхода реагентов, поэтому образуется минимальное количество вторичных отходов, подлежащих окончательному захоронению.

Необходимо отметить, что использование мембранных методов имеет ряд ограничений. Значительные ограничения на виды отходов, подлежащих переработке мембранными методами, накладывают материалы и строение мембран. Наименее стойки к агрессивным средам и воздействию температуры мембраны обратного осмоса: допустимые значения $\text{pH} = 3 - 10$ (оптимальное $4 \div 6$), максимальная температура среды $40 \div 50$ °С. Несколько менее жесткие требования представляются к мембранам ультрафильтрации, где используется более широкий ассортимент материалов, включая неорганические. Мембраны электродиализа чувствительны к окислителям. Кроме того, отходы, направляемые на переработку обратным осмосом или электродиализом, как правило, проходят тщательную предварительную подготовку (коагуляция, ультрафильтрация), направленную на предотвращение забивки взвесями и коллоидами.

Конструкция трубчатых и листовых мембран позволяет устранить их забивку коллоидами и взвесями и обходиться без предварительного тщательного осветления отходов. В этом случае осадок удаляют с поверхности мембран механическим или химическим способом после того, как производительность установки уменьшается.

Электродиализ. Метод электродиализа после изобретения многокамерных диализаторов широко распространен для опреснения морских и солоноватых вод.

Принцип электродиализа, реализованный в современных установках, состоят в переносе ионов под действием постоянного электрического тока через мембраны, которые пропускают либо катионы, либо только анионы (рис. 13.6). Тогда перенос ионов приобретает строго направленный характер. Если подавать в камеры диализатора солевой раствор, то под действием электрического поля ионы будут двигаться в соответствии со знаком своего заряда, в результате чего в одних камерах будет происходить снижение концентрации солей, а в других их концентрирование.

В качестве анодов используют платину, платинированный титан, графит, в качестве катодов – нержавеющую сталь, титан или платинированный титан. Многокамерные диализаторы весьма компактны даже при использовании нескольких сотен пар мембран, так как расстояние между мембранами в

пакете составляет $1,2 \pm 0,5$ мм. Уменьшение расстояния уменьшает падение напряжения на аппарате, следовательно, снижает расход электроэнергии. При прохождении основного процесса протекает ряд побочных процессов – электроосмос, т. е. перенос некоторого количества воды против градиента концентрации, диффузия из рассольной в обессоливающую камеру. Эффективность основного процесса в значительной мере зависит от степени влияния побочных процессов. Ионитовые мембраны в соответствии с этим должны отвечать таким требованиям: иметь высокую ионоселективность, обладать высокой электропроводностью, минимальной скоростью свободной диффузии, низкой осмотической проницаемостью, а также механической прочностью и химической устойчивостью.

Наиболее широко применяются гетерогенные мембраны МК-40 и МА-40. Их толщина 0,7 мм, обменная способность – $2,3 \pm 3$ моль/кг для одновалентных катионов, удельное поверхностное сопротивление 30 ± 35 Ом/см².

Важным показателем, зависящим от количества ионитовых диафрагм, является плотность тока, которая колеблется в пределах 5 ± 20 А/м².

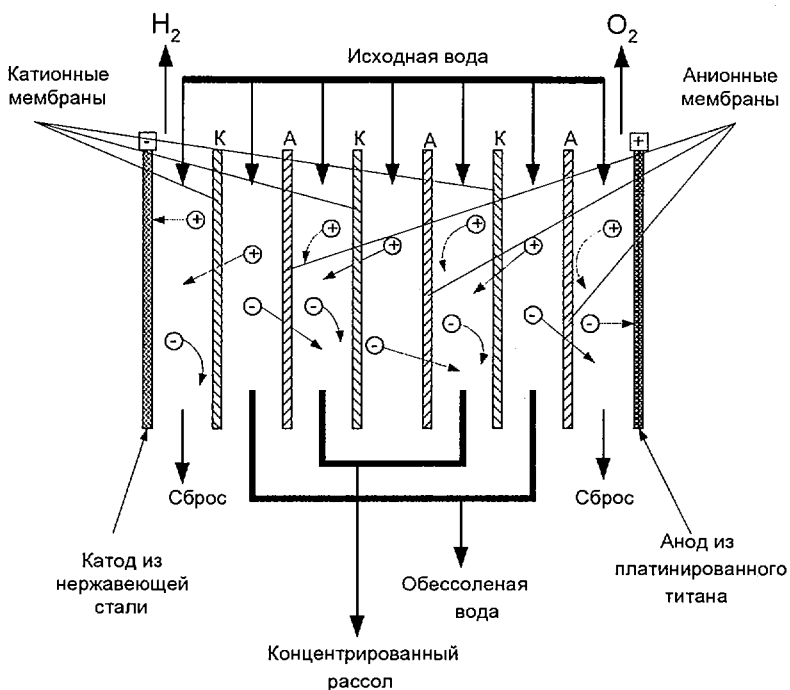


Рис. 13. 6. Схема работы электродиализатора.

Для получения высокой степени очистки используются электродиализаторы со смешанным слоем ионитов. Основной принцип процесса обессоливания заключается в том, что при прохождении через слой ионитов постоян-

ного тока катионы и анионы солей удаляются из смешанного слоя через мембраны, а катионит и анионит переходят в H^+ и OH^- формы, так как процессы обессоливания и регенерации связаны неразрывно. Преимущество такого метода – в отсутствии поляризации вблизи мембран, так как ток идет не через раствор, а через иониты.

Электродиализ обеспечивает очистку только от ионных форм радионуклидов, причем преимущественно от нуклидов слабогидратированных щелочных и щелочноземельных элементов. Очистка от гидролизных форм радионуклидов не происходит.

Например, при переработке электродиализом растворов хлорида и сульфата натрия и нитрата кальция, содержащих продукты деления, степень удаления радионуклидов в ионной форме ^{137}Cs и ^{90}Sr была на уровне обессоливания около 99%, а ^{106}Ru и продуктов деления образующих гидролизные формы, значительно меньше (95% и 70% соответственно). При этом эффективность очистки от радионуклидов подчиняется следующей закономерности: $^{137}Cs > ^{90}Sr > ^{106}Ru$.

В случае, если гидролизные формы радионуклидов предварительно удаляются, например, коагуляцией, степень очистки от солей (80 ÷ 75 %) и от оставшихся в ионной форме радионуклидов (50 ÷ 80 %) при последующем электродиализе практически одинакова.

Глубокое обессоливание и очистку сборных минерализованных вод, содержащих радиоактивные загрязнения, рекомендуется проводить по схеме, включающей узлы предварительной и электродиализной очистки. В узле предварительной очистки удаляются взвешенные и коллоидные вещества, сорбируются органические примеси, умягчается вода. В узле электродиализной очистки глубоко обессоливаются и очищаются сбросные минерализованные воды от радионуклидов и одновременно концентрируются соли в минимально возможном объеме раствора.

Электродиализная очистка состоит из четырех ступеней. На первой ступени осуществляют частичное обессоливание и концентрирование; на второй – глубокое обессоливание и очистку растворов; на 3-й – предельное концентрирование рассолов в электродиализаторе с непроточными рассольными камерами; на 4-ой – доочистка, в случае необходимости на фильтре смешанного действия (ФСД) [50].

Обратный осмос. Осмотические процессы обессоливания раствора основываются на использовании широко известного явления, наблюдаемого при разделении двух растворов различной концентрации полупроницаемой мембраной, т.е. проникновения растворителя из менее концентрированного раствора в более концентрированный. В результате этого процесса происходит либо увеличение объема, либо повышение давления в камере с более концентрированным раствором до значения, характеризующего начальную разность концентраций раствора, так называемого осмотического давления. Так, при разности концентрации солей в морской и дистиллированной воде 35 г/л, осмотическое давление равно 250 н/см². Для проведения обратного процесса, т.е. для фильтрации растворителя из более концентрированного раствора, необходимо оказать давление на концентрат, превышающее осмотическое. Подобный процесс носит название обратного осмоса.

При осуществлении осмотического процесса обессоливания наиболее трудными встречаются в выборе мембраны. Эффективность полупроницаемой мембраны, используемой для обессоливания растворов, определяется высокими значениями селективности и водопроницаемости, которые она должна сохранять в течение продолжительного срока работы. Селективность мембраны ϵ , в % можно выразить:

$$\epsilon = (C_p - C_d / C_p) \cdot 100,$$

где: C_p и C_d – концентрации исходного раствора и деминерализованной воды.

Водопроницаемость мембраны характеризуется скоростью потока деминерализованной воды через единицу ее площади. Из большого числа исследованных методов для полупроницаемых мембран наибольший интерес представляет ацетил-целлюлоза, отличающаяся высокой водопроницаемостью и удовлетворительной селективностью. Используя различные способы модификации поверхности мембран, получают полупроницаемые мембраны, позволяющие проводить обессоливание за одну ступень на 85 ÷ 95% с плотностью потока жидкости $(2,3 \div 9,2) \cdot 10^{-3} \text{ кг(м}^2 \cdot \text{с)}$ при давлении 5 ÷ 6 МПа.

Эффективность удаления различных ионов методами обратного осмоса зависит от их заряда и размера, определяющих степень гидратации, и увеличивается с ростом этих характеристик. Наблюдаются в целом следующие $K_{\text{оч}}$: по одновалентным ионам Na^+ , K^+ , Cl^- , NO_3^- , HCO_3^- до 15 ÷ 20; по двухвалентным Ca^{2+} , Mg^{2+} до 20 ÷ 25, SO_4^{2-} до 100. Степень очистки от таких элементов, как Fe, Mn, Ni, Al может быть весьма различной в зависимости от их состояния в растворе. В то же время на очистку значительно влияют материал мембраны и ее конструкция. В целом очистку от радионуклидов, присутствующих в ионной форме, следует ожидать такую же, как и от соответствующих стабильных изотопов.

В реальных отходах изотопы тяжелых легко гидролизующихся элементов (^{60}Co , ^{50}Mn , ^{51}Cr , ^{95}Zr , ^{103}Ru , ^{144}Ce) составляют значительную часть, поэтому при использовании обратного осмоса очистка от активности, как правило, выше чем при обессоливании методом электродиализа. Наличие детергентов в отходах благоприятно сказывается на их очистке от радионуклидов вследствие образования на поверхности мембран упорядоченных структур воды, а также формирования коллоидной фазы при содержании детергентов выше критической концентрации мицеллообразования.

В связи с этим обратный осмос используется для очистки низкоактивных отходов, таких как воды спецпрачечных. Уровень их активности близок к сбросным нормам, а наличие детергентов и коллоидов улучшает очистку от радионуклидов: фильтрат можно сбрасывать или направлять на повторное использование. В США на АЭС для очистки вод прачечных применяют несколько установок обратного осмоса. На одной из них (АЭС «Джина») получены следующие результаты: $K_{\text{оч}}$ от активности - 100, от солей - 20, сокращение объема – в 40 раз.

Обратный осмос применяют и для переработки низкоактивных отходов других категорий. Так, в Чок-Риверской ядерной лаборатории (Канада) проводят очистку отходов центра дезактивации соледержанием до 5 г/л и активностью $2 \cdot 10^5$ Бк/л, обусловленной наличием главным образом многова-

лентных радионуклидов (^{60}Co , ^{50}Mn , ^{51}Cr , ^{95}Zr , ^{103}Ru , ^{144}Ce). При очистке таких отходов солесодержание снижалось в 20 раз, а активность – в 100 раз.

Представляет интерес обработка, с помощью обратного осмоса борсодержащих отходов. Отмечено, что задержание бора мембраной зависит от pH среды, т.е. от того, какая часть борной кислоты присутствует в ионной форме. При низких значениях pH преобладают молекулярные формы кислоты, которые слабо задерживаются мембраной. Поэтому при переработке протечек контурной воды водо-водяных реакторов можно отделять борную кислоту от основной части нуклидов, задерживаемых мембраной, и направлять на повторное использование. Так регенерируется до 75 % борной кислоты. Удаление борной кислоты приводит также к сокращению количества отходов, подлежащих отверждению. С помощью обратного осмоса предварительно концентрируют отходы перед упариванием, что позволяет сократить энергозатраты. Современные обратноосмотические установки включают систему опреснительных аппаратов, схемы работы которых выбираются в зависимости от целевого назначения и конструкции аппарата.

Известны четыре основных типа конструкций обратноосмотических аппаратов: фильтрпрессовый; трубчатый; со спиральной укладкой мембран; с мембранами в виде полых нитей [50].

В методе **электроосмоса** электрическое поле действует через мембрану, которая отделяет суспензию от очищенной жидкости. При этом процессе взвешенные флоккулы или коллоиды могут выделяться из ЖРО.

Ультрафильтрация. Процесс ультрафильтрации целесообразно использовать для очистки ЖРО, когда большая часть активности ассоциирована на взвесах и коллоидах. Как правило, это наблюдается в щелочной среде, когда тяжелые металлы склонны к образованию коллоидных полимеров.

Наиболее эффективно сортируются твердой фазой и особенно гидролизными формами тяжелых металлов α -активные нуклиды. В лаборатории Маунт (США) проводили опыты по ультрафильтрации α -активных отходов различного происхождения. При отделении частиц с молекулярной массой свыше 2000 достигали $K_{\text{оч}}$ более 130 для вод спецпрачечных и 15 – для смешанных отходов.

Ультрафильтрация с добавками – это процесс, который в настоящее время привлекает значительное внимание в атомной промышленности как способ переработки ЖРО. В принципе, ее можно просто описать как технологию, объединяющую преимущества флокуляции, ионного обмена и ультрафильтрации в один процесс.

В ЖРО добавляются флокулянты и ионообменные реагенты (так называемая стадия затравливания), они переводят растворимые радионуклиды в нерастворимые формы, обычно взвешенные в ЖРО. Ультрафильтрация используется для извлечения большей части основной жидкости из «кашицы». Кондиционирование «кашицы» проводится для получения формы твердых отходов, пригодной для долговременного хранения или захоронения. Как и для обычной флокуляции, химические свойства и эксплуатационные параметры ультрафильтрации с добавками зависят от природы радиоактивных примесей.

В настоящее время для дезактивации ЖРО, содержащих такие типичные продукты деления как Cs^{137} , Sr^{90} и актиниды (изотопы плутония), широко используется ряд пилотных и полномасштабных установок. В результате высокого сродства ионообменных реагентов к радионуклидам, удельная активность конечного продукта может быть на несколько порядков выше, чем удельная активность поступающего раствора. Потому, необходимо заранее обеспечить оптимальное достижение всех предусмотренных требований к продукту, подлежащему захоронению (т.е., удельная активность продукции должна соответствовать классификации и требованиям хранилища).

Однако из-за разнообразия радиоактивных и нерадиоактивных загрязнителей, в том числе из-за присутствия аммиака, масел, ни один из упомянутых методов очистки в отдельности не обеспечивает очистку жидких радиоактивных отходов в требуемой степени. Поэтому на АЭС система очистки радиоактивных жидких отходов – это сложная цепь специальных агрегатов, реализующих различные методы очистки, так что в целом технология очистки включает в себя несколько последовательных операций. На выходе такой цепочки операций получают два продукта: высокоактивный концентрат – идет на отверждение и захоронение, конденсат – он удовлетворяет всем качествам воды для повторного использования на АЭС или для сброса в открытые водоемы [47, 50, 52].

Вполне понятно, что системы переработки (очистки) жидких радиоактивных отходов, конечно, не обладают 100 % -ой эффективностью, т. е. хотя и малая доля активности радионуклидов, но остается в чистом конденсате. Но эта доля такова, что она заметно ниже ДКв, так что если иметь в виду жидкие радиоактивные отходы, то АЭС по отношению к окружающей среде можно считать практически безотходным производством.

Исключение составляет тритий. Естественно, что никакой из применяемых на АЭС способов очистки радиоактивных жидких отходов не очищает их от трития. Поэтому считается, что образовавшийся на АЭС тритий и тритий находящийся в воде в конечном счете так или иначе поступит за пределы АЭС. Реально картина взаимодействия АЭС с окружающей средой по тритию выглядит несколько сложнее.

Необходимо отметить, что на сегодняшний день мембранные способы очистки на действующих АЭС бывшего Советского Союза и в Украине применяется недостаточно широко, однако они являются весьма перспективным методом обработки жидких радиоактивных отходов.

Глава 14. Концентрирование и отверждение жидких радиоактивных отходов

Концентраты ЖРО полученные в результате их переработки должны храниться в течение нескольких десятков лет в изоляции от окружающей среды. Необходимость изоляции РАО от окружающей среды в течение длительного времени и стремление сократить срок обслуживания мест хранения привели к необходимости перевода радионуклидов в твердые формы.

Концентраты, полученные в результате очистки САО и НАО, представляют собой шламы после фильтрации и химической обработки, отработавшие ионообменные смолы, кубовые остатки после упаривания. Эти концентраты обычно отверждают с помощью методов битумирования, цементирования и полимеризации, хотя не исключены и другие методы отверждения, например включение осадков, полученных при переработке САО методом осаждения, в боросиликатное стекло.

К твердым формам предъявляются следующие требования:

- высокая химическая стойкость;
- возможно более низкая скорость выщелачивания радионуклидов;
- обеспечение достаточной механической прочности;
- термическая и радиационная стойкость, обеспечивающая стабильность отходов в процессе хранения;
- исключение выделения пыли из-за недостаточной механической прочности;
- соответствие теплофизических параметров условиям отвода тепла в процессе хранения.

Изоляция жидких концентратов обеспечивается их хранением в емкостях из нержавеющей стали, помещенных в железобетонные отсеки. После гарантированного срока службы емкостей (около 20 лет) их необходимо освободить во избежание возможной коррозии материала и утечки концентратов в окружающую среду. Утечек отходов из емкостей можно избежать переводом их в не текучее твердое состояние. При разработке и выборе схем отверждения РАО основополагающими являются следующие положения:

- возможность и условия максимального удержания радионуклидов в процессе переработки отходов;
- получение конечного продукта с заданными свойствами, необходимыми для обеспечения его безопасной транспортировки и хранения;
- создание работоспособного и безопасного технологического процесса с учетом обращения с вышедшим из строя оборудованием;
- возможность переработки РАО различного состава.

Операции отверждения требуют специальных установок и дополнительных затрат, поэтому применение тех или других твердых материалов будет оправдано, если их свойства позволяют обеспечить безопасность при длительном хранении.

Простейший вариант перевода в твердое состояние – получение твердых кристаллов или плава кристаллогидратов (солевого плава) в виде монолита.

Солевой плав получают в результате переработки кубового остатка на установках глубокого упаривания (УГУ). Химический состав кубового остатка определяется химическими компонентами, используемыми на АЭС, а также технологиями переработки трапных, борсодержащих, душевых вод и воды спецрабочей.

Кубовой остаток – это щелочной боронитратный солевой раствор с примесями (2 ÷ 3%) оксалатов, карбонатов, сульфатов и хлоридионов с содержанием от 200 до 500 г/л. В кубовом остатке могут содержаться ионообменные смолы.

Солевой плав получается на УГУ при температуре 125°C и заливается в металлические контейнеры. Контейнеры выдерживаются не менее 24 часов и после затвердевания солевого плава и контроля на отсутствие влаги направляются на хранение. Однако получение солевого плава не устраняет возможности вымывания из отходов растворимых компонентов, в том числе и радионуклидов, при попадании в него воды из окружающей среды (грунтовые воды атмосферные осадки). Чтобы устранить эту возможность необходимо концентраты перевести в такую твердую форму, из которой вымываемость была бы минимальной, исключая загрязнение открытой гидросети выше допустимых норм. Обычно для этой цели используются специальные материалы (связующие), совместимые с компонентами концентрата отходов, обладающие хорошими гидроизолирующими свойствами и другими характеристиками. Концентраты обезвоживаются и смешиваются со связующими, образуя твердый продукт с низкой вымываемостью из него радиоактивных веществ. Процессу отверждения РАО, как правило, предшествуют операции концентрирования ЖРО различными методами. Содержание свободной, адсорбированной и кристаллизационной воды в таких концентратах может колебаться от 30 до 80 %. Свободную и адсорбированную влагу можно удалить при температуре менее 150 °С, кристаллизационную – при более высокой температуре.

Обезвоживание концентратов жидких радиоактивных отходов осуществляется различными способами: механическим (для пульп) и термическим (для кубовых остатков).

Механический путь более выгоден, так как требует значительно меньше энергетических затрат, однако для гомогенных систем (кубовых остатков) он неприемлем. Механическое обезвоживание обычно осуществляют с помощью центрифуг или фильтрованием на вакуумных или напорных намывных фильтрах, а также отжимом воды вальцами.

Содержание воды в конечном продукте при этом составляет 40 ÷ 80% и зависит как от способа обезвоживания, так и от свойств пульпы. Обезвоженная пульпа, как правило, малоподвижна и не обладает свойствами текучести. Поэтому транспортирование и дозирование ее на смешение со связующим обычно осуществляется шнеком.

Упаривание представляет собой универсальный и широко распространенный, но и наиболее дорогой способ концентрирования САО и НАО, применимый для обработки отходов со значительной концентрацией солей. За исключением таких радионуклидов, как тритий и некоторые радиоактивные элементы, образующие летучие формы, все вещества отделяются почти коли-

чественно. С помощью этого метода достигают высоких коэффициентов очистки порядка $10^3 - 10^5$, иногда они могут возрастать и до 10^6 . Создано много вариантов конструкций аппаратов-испарителей, которые с успехом применяют на АЭС и заводах ЯТЦ [53].

Упаривание жидких ВАО широко применяют в США в двух крупнейших хранилищах отходов: в Ханфорде и Саванна-Ривер, где наряду с традиционными аппаратами-испарителями используют пленочные выпарные аппараты, предназначенные для превращения высокосолевых жидких отходов в пасты, полностью отвердевающие при охлаждении, или в «текущие» порошки (рис. 14.1).

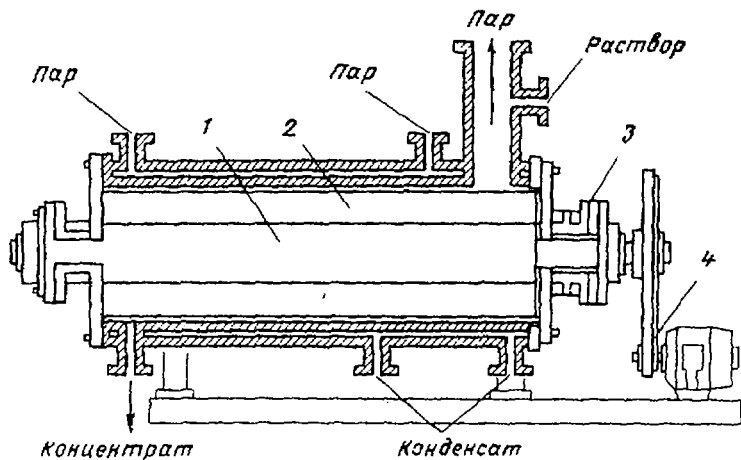


Рис. 14.1. Схема горизонтального пленочного выпарного аппарата.

1 - ротор; 2 - нож для снятия пленки; 3 - уплотнение вала; 4 - ременный привод

Термическое обезвреживание осуществляется методами сушки. Применительно к обезвреживанию радиоактивных продуктов методы сушки целесообразно подразделить на две группы. В первой группе подвод тепла к высушиваемому продукту осуществляется непосредственным контактом теплоносителя с продуктом. Во второй группе подвод тепла к высушиваемому продукту осуществляется контактом через теплопередающую поверхность. Большое распространение при обезвреживании концентратов ЖРО среднего и низкого уровня активности получили методы второй группы.

Метод прокаливания, позволяющий сократить объем отходов примерно в 10 раз, заключается в том, что отходы высушивают и прокаливают в специальных аппаратах при нагревании до $500 - 900^\circ\text{C}$, превращая их в твердый продукт – кальцинат, представляющий собой смесь оксидов всех металлов, содержащихся в исходном растворе ВАО.

Одно из основных требований к процессу – полнота окисления органических соединений с тем, чтобы не допустить их пиролиза с образованием

углеводородов, водорода и окиси углерода, наличие которых в газовой фазе в определенных пределах взрывоопасно.

Прокаливание (кальцинацию) отходов можно осуществлять в печах распылительного типа, с кипящим псевдосжиженным слоем, во вращающихся трубчатых печах или тиглях, предназначенных одновременно и для плавки стекла. Начиная с 1963 г. этот процесс успешно применяли на заводе в Айдахо (США.) для перевода в кальцинат в аппаратах с кипящим псевдосжиженным слоем растворов высокоактивных отходов от переработки топлива в алюминиевой оболочке, фторсодержащих растворов от переработки топлива в циркониевой оболочке и др [47, 48, 54].

Полученные в результате обезвоживания и кальцинации продукты обладают недостаточной химической устойчивостью, теплопроводностью и механической прочностью, чтобы использовать их для окончательного захоронения. Свойства кальцината можно улучшить спеканием при температуре, превышающей температуру кальцинации. На первой стадии термической обработки кальцината поверхность частиц уменьшается без изменения их массы. Это может быть связано с переходом некоторой части атомов или ионов с поверхности внутрь решетки. При определенных температурах и давлении отдельные частицы могут превращаться в прочные конгломераты.

Как показали исследования, проведенные с кальцинатами РАО, термическая обработка их даже при температуре 950 °С не позволила получить достаточно химически устойчивый материал: за 17 суток в воду перешло около 20 % смеси радионуклидов, выщелачиваемость цезия составила около 90 %. Кальцинат из-за низкой теплопроводности и высокой скорости выщелачивания не может быть использован для окончательного захоронения, но удобен как исходное сырье для дальнейшего превращения отходов в более прочные материалы.

Отверждение концентратов радиоактивных отходов среднего уровня активности (СУА), осуществляется путем включения их в связующие, которые можно разделить на три основные группы:

- * **термопластичные** (битум и др.);
- * **терморезактивные** (смолы полиэфирные, карбамидные и др.);
- * **неорганические** (цемент, гипс, стекло и др.);

В связующие первой группы концентраты отходов включают при повышенной (180 ÷ 230 °С), а второй и третьей групп – при комнатной температуре. Поэтому в конечном продукте, получаемом с использованием связующих первой группы, вода не остается (влажность менее 5 % по массе) вне зависимости от исходной влажности концентрата, а в случае включения в связующие второй и третьей групп остается вся вода, которая поступила вместе с концентратами на смешение.

Связующее предназначенное для включения концентратов отходов, должно удовлетворять следующим основным требованиям:

- низкая вымываемость, характеризующая высокие изоляционные свойства,
- хорошая совместимость с составляющими концентрата отходов, обеспечивающая высокую степень накопления к, следовательно, минимальный объем конечного продукта;

– прочность, исключающая разрушение отвержденного продукта в аварийных ситуациях при транспортировании (больше относится к продуктам включения в неорганические матрицы);

– биостойкость (отвержденные продукты не должны подвергаться воздействию бактерий и микроорганизмов);

– радиационная стойкость, определяющая, в частности, газовыделение из отвержденных продуктов;

– простое технологическое оформление процесса отверждения.

Помимо соответствия указанным выше необходимым технологическим качествам, связующее должно быть сравнительно дешевым, малодефицитным, удобным для транспортировки, и производиться в стране в течение длительного срока.

Повышению степени закрепления радионуклидов в твердом материале способствует высокотемпературный обжиг кальцината в присутствии различных добавок. Еще в начале 50-х годов было предложено использовать для этой цели различные глинистые минералы. При температурной переработке смеси отходов с глиной после удаления воды происходит несколько процессов. Первая стадия взаимодействия – поверхностная адсорбция соединений, входящих в состав отходов, на частицах глины между которыми преобладают вандервальсовы связи, не позволяющие прочно фиксировать компоненты отходов, в том числе и радионуклиды. Во второй стадии, при дальнейшем нагревании, может происходить диффузия сорбированного иона вглубь кристаллической решетки глины, скорость ее тем больше, чем выше заряд и меньше радиус диффундируемого иона. Процесс может сопровождаться химическими реакциями с образованием силикатов, алюмосиликатов и других соединений.

Для глины типа монтиориллонита диффузия начинает играть главную роль при температуре больше $800 \div 850$ °С, когда наблюдаются изменения в кристаллической решетке глины. Для силикатов, атомы кристаллической решетки которых обладают сравнительно небольшой подвижностью, химическое взаимодействие возможно при температуре, составляющей $0,8 \div 0,9$ абсолютной температуры плавления системы. Так, при температуре плавления смеси Са и SiO_2 – 1000 °С силикат кальция образуется уже при температуре 800 °С. Радионуклиды в растворе, валентность которых три и более, имеющие склонность к образованию соединений с ковалентными связями, образуют в результате взаимодействия с глинами труднорастворимые соединения и достаточно хорошо фиксируются уже при температуре 350 °С.

Значительно труднее перевести в нерастворимые формы щелочные и щелочноземельные элементы, имеющие склонность к ионной связи.

Для закрепления радионуклидов используют специальные добавки. Хорошие результаты получают при фиксации цезия, если в результате добавки к отходам SiO_2 и Al_2O_3 образуется соединение типа поллуцита $\text{CaAlSi}_2\text{O}_6$ (температура обжига 1200 °С, продолжительность обжига 1÷2 ч) или нефелина $(\text{Cs}, \text{Na})\text{AlSi}_2\text{O}_6$ (температура $1100 \div 1300$ °С). Для закрепления стронция необходимо получить алюмосиликат типа $\text{SrAl}_2\text{Si}_2\text{O}_8$ или титанат. Церий достаточно прочно закрепляется в присутствии фосфат-иона.

Температуру процесса получения стабильного керамического материала можно значительно снизить при использовании метода горячего прессования. Известно, что для осуществления реакции в твердом состоянии частицы реагирующих веществ должны находиться в тесном контакте, чтобы могли возникнуть силы притяжения, в результате которых атомные силовые поля частиц взаимно перекрещиваются. Так, в интервале давлений 178 ÷ 945 МПа уже при 150 ÷ 400 °С можно получить при включении отходов в специальный цемент на основе алюмината кальция материал, отличающийся вязкой скоростью выщелачивания радионуклидов, в том числе и цезия, несмотря на высокое содержание соединений натрия в отходах. Еще более стабильные материалы получают при использовании метода изостатического прессования (температура выше 1500 °С, давлении выше 1000 МПа).

В настоящее время для отверждения РАО довольно широко применяется способ битуминирования, при котором радиоактивные отходы смешивают с битумом.

Битумирование представляет собой один из перспективных способов отверждения, уже применяемый во многих странах. Битумирование РАО получило широкое распространение как связующее в практике отверждения отходов. Битум – продукт перегонки нефти или каменного угля (пек) благодаря своей термопластичности, позволяет при нагревании успешно включать в себя концентраты с получением гомогенного продукта. Гидростойкость битума обеспечивает довольно надежную гидроизоляцию включенных компонентов. Отмечается также меньшая чувствительность битума к составу отверждаемого продукта (лучшая совместимость), чем у связующих, включение отходов в которые возможно при комнатной температуре.

Битумы привлекают внимание такими положительными качествами, как непроницаемость, пластичность, достаточная химическая инертность, невысокая стоимость, незначительное воздействие со стороны микроорганизмов.

Внедрению процесса битумирования предшествовали работы по изучению влияния состава отходов на процесс и свойства конечного продукта, уточненные в процессе работы опытных установок. Это дало возможность определить оптимальные условия проведения процесса: исключить возникновение экзотермической реакции между нитратом натрия и битумом (температура взаимодействия не выше 350°С) и возгорание битума (возможно лишь при создании сильного теплового воздействия, приводящего к разогреву выше температуры самовоспламенения, т.е. выше 350°С).

Большое внимание уделялось вопросам взрывобезопасности процесса. Пределы детонационной способности различных систем органические вещества – нитраты металлов составляют от 6÷7 до 10÷15 % по массе содержания органических веществ. На практике доказано, что хранение битумных компаундов с содержанием более 15% битума взрывобезопасно.

Включение в битум более 40÷50% обезвоженных солей позволяет получить конечный продукт с достаточно высокой степенью закрепления радионуклидов (скорость выщелачивания радионуклидов при хранении в контакте с водой $10^{-4} \div 10^{-5}$ г/см²·сут).

Предельные величины включения зависят от состава отходов. Ограничивается степень включения гигроскопичных соединений – ионообменных смол (не более 20÷30 %), кристаллогидратов (например, тетрабората натрия не более 20%). Фильтроматериалы типа перлита, датолита при включении в битум более 10% приводят к затвердению битума. Однако общую степень включения в битум можно увеличить до 40÷50 % введением в смесь солевого наполнителя, например, нитрата или сульфата натрия.

Не рекомендуется подвергать битумированию кислые растворы с большим содержанием нитратов железа и алюминия, которые могут окислить битум, изменяя его термопластические свойства. При битумировании сильно щелочных растворов со значением pH более 12 может происходить омыление органических соединений, входящих в состав битума, что уменьшает его водостойчивость. Наиболее благоприятно битумирование нейтральных и щелочных отходов (pH менее 12). При битумировании отходов со значением pH около 11 увеличиваются биоцидные свойства битумированных отходов, что важно для предупреждения микробиологических повреждений при хранении на грунте. При хранении в местах с малопродуктивной почвой и глубоким залеганием грунтовых вод микробиологические повреждения не наблюдаются, как и при хранении в глинистом грунте битумных блоков на площадке НПО «Радон» в течение более 10 лет.

Исследования влияния радиации на свойства битумированных отходов показали, что при мощности дозы γ -излучения не более 0,1 Гр/с (активностью более $3,7 \cdot 10^{10}$ Бк/л) отсутствует разложение битума, не изменяется фракционный состав и не наблюдается газовыделение при хранении. Опытное хранение битумных блоков с активностью $10^6 \div 10^7$ Бк/л при многолетнем (более 10 лет) воздействии влажного грунта и процесса промерзания и оттаивания показало устойчивость отходов при хранении в приповерхностных хранилищах (толщина грунта под блоком составляла 0,6 м) [55].

Технологические процессы битумирования радиоактивных отходов могут быть подразделены на три группы.

Первая группа включает процессы, разработанные в Бельгии, Великобритании, бывшем СССР и ФРГ и предусматривающие смешение жидких и твердых радиоактивных отходов с расплавленным битумом при температуре 160 – 230°C с одновременным выпариванием воды и возгонкой легколетучих составляющих из нагретого слоя битума.

Вторая группа процессов битумирования основана на технологии, разработанной в США, и включает смешение отходов с битумной эмульсией при нормальной температуре, нагрев полученной смеси для разрушения эмульсии и отгонки воды и легколетучих органических составляющих.

Третья группа представлена процессом, разработанным во Франции и включающим операции смешения шламов, реагентов (поверхностно-активных веществ) и битума, отделения выделяющейся из битумного материала воды с последующим полным обезвоживанием битумной массы.

В процессе проведенных опытно-промышленных испытаний по обращению с низкоактивными ЖРО в настоящее время применяется три основных типа установок по битумированию ЖРО.

Шнековый смеситель (экструдер) с обогревом паром или органическим теплоносителем, в который непрерывно подаются битум и отходы и непрерывно выгружается готовый продукт. Аппарат не предназначен для упаривания пенящихся растворов и имеет недостаточно развитую греющую поверхность.

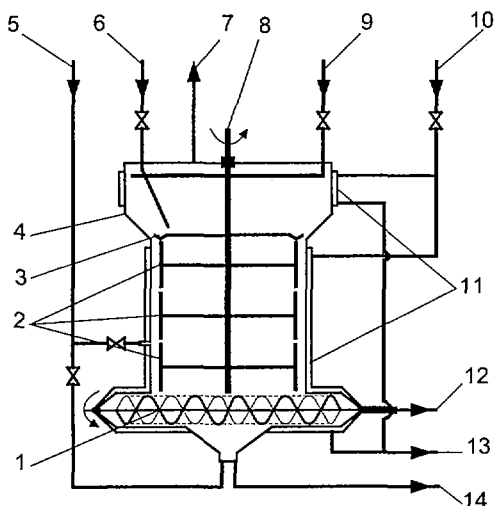


Рис. 14.2. Устройство битуминатора для битуминирования РАО.

1 - шнековый экструдер, 2 - скребки, 3 - диск, 4 - корпус установки, 5 - подача битума, 6 - подача ЖРО, 7 - выход парогазовой смеси, 8 - вал, 9 - подача моющих растворов, 10 - подача пара, 11 - паровая рубашка, 12 - выход битумной смеси, 13 - выход конденсата, 14 - выход моющих растворов.

Шнековый смеситель (экструдер) (рис. 14.2) рационально использовать для предварительного обезвоживания отходов или пульп.

Жидкие радиоактивные отходы подаются в верхнюю часть установки по трубопроводу 6 и вращающимся диском 3 равномерно распределяются по его обогреваемой стенке. Стекая вниз, они интенсивно упариваются. Подвижная масса выпавших солей вращающимися скребками 2 подается в нижнюю часть битуминатора, где перемешивается с битумом, предварительно разогретым паром, подаваемым в рубашку 11. Готовую смесь через выход 12 выгружают винтовым экструдером 1, встроенным в основание битуминатора. Образующаяся при упаривании раствора парогазовая смесь удаляется из битуминатора через выход 7. По сравнению с цементными, битумные блоки более устойчивы к воздействию воды, ветра и теплоты и имеют меньший объем при том же количестве захороненного концентрата, поэтому их можно хранить в простых хранилищах.

Пленочный роторный испаритель, позволяет в одном аппарате осуществлять удаление влаги и битуминирование. Теплоносителем служит грею-

щий пар, который имеет ограниченные температурные параметры и не допускает температуру внутри аппарата выше $230\div 240$ °С.

Установка битумирования среднеактивных ЖРО с пленочным роторным испарителем пущена в эксплуатацию в 1986 г. на Ленинградской АЭС (рис. 14.3). Этому предшествовало рассмотрение физико-химических основ процесса применительно к АЭС с РБМК. Установка эксплуатируется в непрерывном режиме для отверждения солевых концентратов и в периодическом — для отверждения пульп ионообменных смол и фильтроперлита.

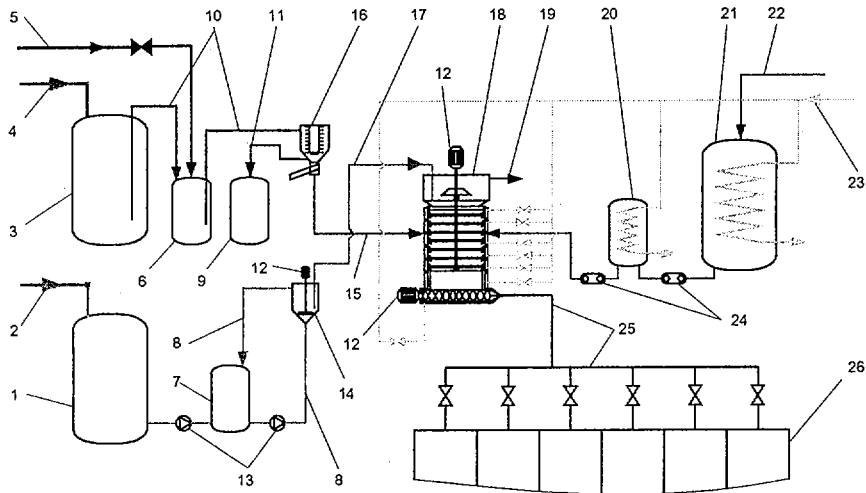


Рис. 14.3. Схема установки битумирования РАО на Ленинградской АЭС.

- 1 — емкость для кубового остатка, 2 — подача кубового остатка, 3 — емкость для отработанной пульпы, 4 — подача отработанной пульпы, 5 — сжатый воздух, 6 — монжюс пульпы, 7 — расходная емкость для кубового остатка, 8, 17 — кубовый остаток, 9 — монжюс приема фильтра, 10 — исходная пульпа, 11 — фильтрат, 12 — электродвигатель, 13 — центробежные насосы, 14 — емкость с погружным насосом, 15 — сгущенная пульпа, 16 — роторный фильтр, 18 — битуминатор, 19 — сброс паро-газовой смеси, 20 — расходная емкость битума, 21 — емкость для хранения битума, 22 — загрузка битума из битумовозов, 23 — подача греющего пара, 24 — шестеренчатые насосы, 25 — битумный компаунд, 26 — хранилище битумного компаунда.

Установка включает оборудование приема и дозирования радиоактивных отходов и чистого битума, роторно-пленочный битуминатор РБ-1000-14 производительностью $400\div 500$ л/ч при давлении греющего пара 0,6 Па, аппараты конденсации и очистки парогазовой фазы, систему транспортировки компаунда, хранилище отвержденных отходов, систему контроля и автоматизации технологического процесса. Всего переработано более 8000 м³ кубовых остатков с активностью до $8,7\cdot 10^{10}$ Бк/дм³ и содержанием $200\div 300$ г/л. На захоронение в могильник наливного типа поступает 3000 м³ битумного компаунда с наполнением 40% по массе и водостойкостью 10^{-4} г/см³·сут. Анало-

гичная установка битумирования внедрена на Игналинской АЭС, а также работает с 1978 года в НПО «Радон».

В бывшем СССР в 1976 г. введена в промышленную эксплуатацию высокопроизводительная установка непрерывного действия УБД-200, созданная на основе типовой промышленной аппаратуры на Центральной станции радиационной безопасности (рис. 14.4).

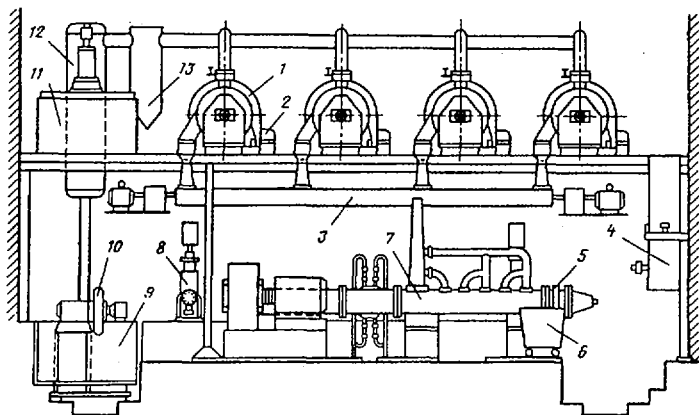


Рис. 14.4. Схема установки УБД-200.

- 1 - сушилка; 2 - шнек выгрузки соли из сушилки; 3 - шнек подачи соли в смеситель; 4 - хранилище битума; 5 - выдача компаунда; 6 - формующая тележка; 7 - смеситель; 8 - циркуляционный насос для теплоносителя; 9 - сборник конденсата; 10 - вентилятор; 11 - промежуточная емкость; 12 - теплообменник; 13 — пылеуловитель

Вначале на электрообогреваемых вальцовых сушилках получают влажные соли, которые передают в шнековые смесители с мягким подогревом органическим теплоносителем (дитолилметаном), куда поступает также расплавленный битум.

Кроме того, в СССР разработана конструкция роторного битуматора со сдираемой пленкой производительностью 500 дм³/ч по испаряемой воде. Испарение воды происходит из тонкой пленки смеси жидких отходов и битума, стекающих вниз по обогреваемой цилиндрической стенке аппарата.

Перемешивание в пленке осуществляют скребками, закрепленными на вращающемся вертикальном роторе. Скребки интенсифицируют процессы теплообмена и одновременно очищают поверхность нагрева (рис. 14.5).

Установки периодического действия с внутренними электронагревателями, в котором на порцию горячего битума подаются при постоянном перемешивании механической мешалкой отходы. Недостатки аппарата — малая производительность (не более 70 л/ч), возможность отложения битумных солевых наростов на стенках аппарата, электроподогрев, не исключающий перегрев свыше температуры 200 °С.

В Бельгии на заводе в Моле перед битумированием проводят химическую обработку САО с тем, чтобы перевести все радионуклиды в нераство-

римое состояние, что достигается осаждением гидроксидов и сульфата бария для фиксации стронция и ферроцианида никеля для фиксации цезия. Образующуюся взвесь, содержащую 60% воды и 40% осадка, непрерывно подают в четырехвалковый экструдер-испаритель.

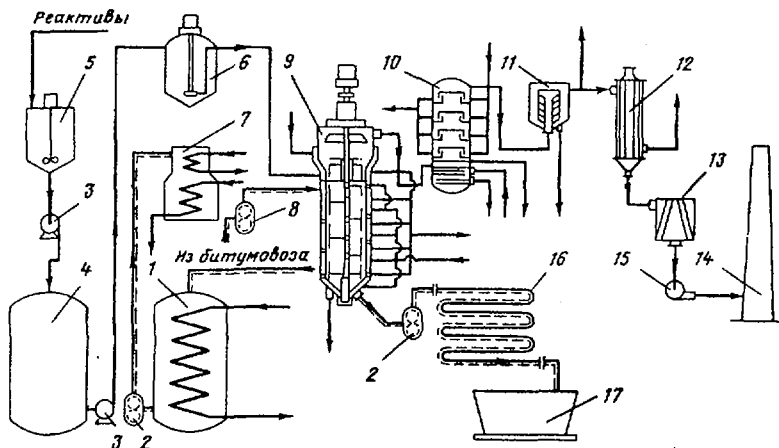


Рис. 14.5. Схема установки роторного битуматора со сдираемой пленкой для битумирования ЖРО.

1 - емкость для хранения битума, 2 - битумный насос, 3 - центробежный насос, 4 - емкость для хранения раствора, 5 - узел приготовления раствора, 6 - погружной насос, 7 - емкость для дозирования битума, 8 - насос для дозирования битума, 9 - битуматор РБ-1000-12, 10 - барботажная колонна, 11 - фильтр грубой очистки, 12 - теплообменник, 13 - фильтр тонкой очистки, 14 - сбросная труба, 15 - вакуум-насос, 16 - трубопровод для перекачки битумной смеси, 17 - емкость для битумной смеси.

На опытной установке в Маркуле (рис. 14.6), работающей с 1967 г., произведено около 3000 м³ радиоактивных битумированных продуктов, которые содержат 50% солей. Процесс двухстадийный – смешение шламов с битумом и отжим воды, сушка смеси. В этом процессе поверхностно-активные вещества снижают поверхностное натяжение между водой и битумом. Образующаяся битумная эмульсия нестабильна и почти мгновенно разрушается, после чего из состава удаляют воду.

Наряду с достоинствами метод битумирования имеет недостатки, ограничивающие его применение. Горючесть битума (температура воспламенения около 350-420 °С) ограничивает возможность включения в него нитрит-нитратных отходов и требует учета возможности пожаров и взрывов. Сравнительно низкая теплопроводность битумных продуктов заставляет уменьшать объемную активность поступающих на битумирование отходов до (3,7-37) · 10¹⁰ Бк/дм³, хотя чаще концентрирование отходов лимитируется солесодержанием, а не активностью.

Конечные операции на всех установках битумирования одинаковы: затаривание битумной массы, хранение или захоронение контейнеров с продуктами. Для захоронения радиоактивных отходов используют искусственные

битумы, получаемые окислением гудрона или других продуктов перегонки нефти кислородом.

Соотношение стоимости битумирования, цементирования и включения в полиэфирную смолу равно примерно 1: 5: 9.

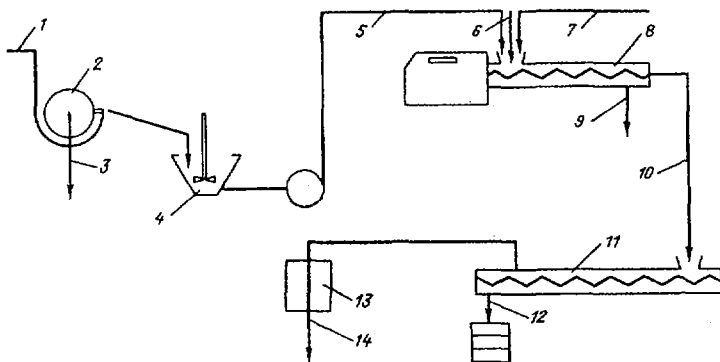


Рис. 14.6. Схема процесса битумирования отходов, применяемого в Маркуле (Франция).

- 1 – шлам, содержащий 90 % воды, 2 – фильтр, 3 – отфильтрованная вода, 4 – емкость с мешалкой, 5 – шлам, содержащий 50% воды, 6 – подача поверхно-активных веществ, 7 – битум, 8 – предварительное покрытие шлама битумом, 9 – отделение воды, 10 – битумная масса, содержащая 8% воды, 11 – сушка, 12 – выход продукта, 13 – конденсатор, 14 – сконденсированная вода.

Полимеризация. В последнее время разрабатывают процессы, в которых битум заменяют искусственными полимерами. Полимеризация протекает, как правило, без нагревания. Метод полимеризации особенно удобен для фиксации отработавших ионообменников. Аппаратура при этом может быть использована та же, что и для битумирования. Полимерные продукты обладают по некоторым параметрам лучшими по сравнению с битумом свойствами. В полиэтилен можно включать до 40% неорганических отходов (в битуме возможна фиксация до 60% солей). Однако при содержании в полиэтилене до 40% солей самовоспламенение продукта происходит при 440 °С, тогда как битумированный продукт с 60%-ным содержанием солей самопроизвольно может загореться при температуре 350 °С. Полимерные материалы можно применять для отверждения отходов с большим содержанием нитритов и нитратов, что невозможно в случае битума. Полимеры обладают хорошей химической стойкостью.

Термореактивные смолы как связующие отличаются простотой осуществления процесса отверждения и некоторыми положительными свойствами отвержденного продукта – стойкостью к воздействию механических, термических и радиационных нагрузок.

В последнее время перспективным является способ включения радиоактивных отходов в полиэтилен при низких температурах.

Процесс заключается в том, что жидкие радиоактивные отходы смешиваются при комнатной температуре со связующими веществами, которые при этой температуре полимеризуются после добавления катализаторов.

В Японии, в частности на АЭС Хамаока, концентрат жидких радиоактивных отходов в сушилке превращают в порошкообразные вещества, и после равномерного перемешивания вместе с пластмассой отверждают его в железных бочках. По сравнению с методом цементирования, данный метод уменьшает количество используемых бочек приблизительно в пять раз, поэтому обладает лучшей объемной эффективностью, и в последнее время в Японии преимущественно применяется этот метод отверждения отходов.

Полиэтиленовые блоки стойки к воздействию ионизирующего излучения, выветриванию, вымыванию водой и пожаробезопасны. Водостойкость отвержденных продуктов достаточно высока и соответствует уровню вымываемости из битумных блоков.

Цементирование – один из методов отверждения как гомогенных (кубовые остатки), так и гетерогенных (пульпы) отходов. Процесс включения отходов в цемент основан на взаимодействии вяжущих веществ цемента (оксиды кальция, силикаты, алюминаты и др.) с водой, содержащейся в отходах, и не требует повышения температуры. Процесс цементирования заключается во включении радиоактивных веществ в портландцемент марки 500 с последующим образованием твердого монолита (рис. 14.7). Благодаря простоте аппаратного оформления, процесс цементирования низко- и среднеактивных жидких отходов применялся на практике еще в 60-х годах.

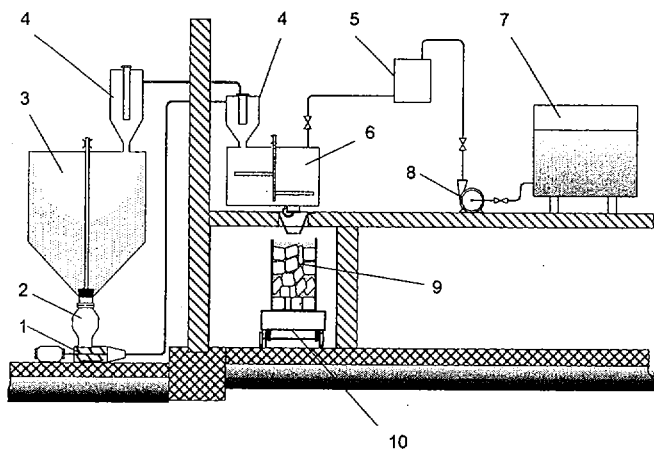


Рис. 14.7. Схема установки цементирования жидких радиоактивных отходов.

1 - устройство подачи цемента, 2 - дозатор, 3 - бункер цемента, 4 - циклоны, 5 - дозатор ЖРО, 6 - бетономешалка, 7 - емкость исходных ЖРО, 8 - насос подачи ЖРО, 9 - блок отвержденных ЖРО, 10 - транспортная тележка.

Оптимальное соотношение между отходами и цементом 1 : 0,67-0,7. Цемент из бункера 3 через дозатор 2 и циклоны 4 устройством подачи 1 дос-

тавляется в бетономешалку 6. Туда же из емкости исходных вод 7 с помощью насоса 8 подаются жидкие отходы в дозировочную емкость 5. В результате заливки цемента образуется блок монолита 9, пригодный для захоронения. Существенным недостатком цементирования является нестойкость цементных блоков к воздействию грунтовых вод, приводящая к вымыванию радионуклидов. Так, при контакте с водой в раствор может переходить до 30% общего количества захороненных в цементном монолите радионуклидов. Вследствие этого хранилища таких отходов приходится оборудовать системами гидроизоляции, защищающими их от проникновения грунтовых вод. Для повышения стойкости цементированных осадков к выщелачиванию в смесь добавляют свежеприготовленный оксид кальция CaO , который связывает воду в виде $\text{Ca}(\text{OH})_2$.

Основные исследования были проведены с использованием наиболее распространенного в строительной практике портландцемента. Большинство соединений, входящих в состав жидких отходов, не претерпевает изменений в процессе цементирования. Лишь некоторые из них способны вступать в химическое взаимодействие с компонентами цементного клинкера, образуя сложные соединения с гидросиликатами и гидроалюминатами кальция (например, ^{90}Sr). Соединения щелочных металлов (в том числе ^{137}Cs) и большинство других компонентов отходов являются инертным наполнителем и удерживаются в блоке благодаря защитной роли цементного каркаса. Установлено, что оптимальное отношение раствор-цемент равно 1: 0,67 для отходов, основным компонентом которых является нитрат натрия; солесодержание в конечном продукте не должно превышать 100 г/л. При этих параметрах отвержденные отходы обладают необходимой для хранения механической прочностью и водоустойчивостью.

Расход цемента, необходимого для отверждения жидких отходов с концентрацией солей 160 г/л, увеличивается в 6÷5,5 раз по сравнению с отходами, содержащими 50 – 100 г/л солей. Скорость выщелачивания радионуклидов составляет $10^{-2} \div 10^{-3}$ г/см³ сут, что связано не только с химической устойчивостью, но и с пористой структурой цементного блока: поверхность цемента составляет 1,1÷1,9 м²/г для отходов с солями натрия. Цемент с аморфным наполнителем (шлаки гидроксида железа, ионообменная смола) обладает более пористой структурой (для гидроксида железа 6÷13 м²/г).

Сравнительно невысокая степень включения компонентов отходов в портландцемент увеличивает объем отвержденных отходов, и высокая по сравнению с битумированием скорость выщелачивания радионуклидов не позволили рекомендовать этот процесс для среднеактивных отходов АЭС. Использование процесса цементирования для отходов АЭС оправдывается при условии повышения степени включения отходов в цемент и уменьшения скорости выщелачивания радионуклидов.

При использовании цементирования радиоактивных отходов за рубежом улучшение свойств отвержденных отходов достигается путем предварительного обезвоживания или кальцинации, использования шлакоцементов и различных добавок, таких как бентонит, цеолит, силикат натрия, фосфаты, полимеры. Борная кислота и бораты, содержащиеся в отходах АЭС, замедля-

ют формирование структуры цемента. В этом случае особенно важна роль добавок.

Исследованиями, проведенными применительно к отходам АЭС с ВВЭР и РБМК, намечены возможные пути улучшения свойств цемента. Доказано, что при степени наполнения солями 16 % по массе (вместо 4÷6 %) и добавлении 10 % бетонита к портландцементу скорость выщелачивания радионуклидов уменьшается до 10^{-3} г/см²·сут, а при использовании шлакопортландцемента – до 10^{-4} г/см²·сут.

Причина широкого распространения цементирования – пожарная опасность, отсутствие пластичности у отвержденного продукта, а также простота осуществления процесса смешения концентрата отходов с цементом. Однако, наряду с этим, цементирование имеет ряд существенных недостатков: сравнительно невысокая степень включения отверждаемых компонентов в цемент, что приводит к увеличению объема отвержденных продуктов, поступающих на хранение; значительная вымываемость из цемента включенных в него компонентов; наличие большого количества воды в отвержденном продукте.

Кроме этого, к недостаткам цементирования относятся высокая стоимость цемента и большие объемы отходов, подлежащих захоронению.

В США, ФРГ и других странах проводятся эксперименты по усовершенствованию метода цементирования. Предложены различные варианты изменения составов неорганической матрицы и цементов добавкой, например, различных глин, импрегнированием полимерными материалами и т.п [56].

Проведенные сравнения характеристик отвержденных продуктов, полученных битумированием, полимеризацией и цементированием, таких, как степень монолитности без остаточной свободной воды, возможность хранения без упаковки или наружной изоляции, выщелачиваемость радионуклидов, стойкость к механическому воздействию, радиационные повреждения в течение периода хранения, совместимость материала матрицы с обезвоженными радиоактивными отходами показало, что все три типа матриц (битум, полимеры, цемент) являются монолитными без остатков свободной воды. Цемент и полимеры – более прочные вещества, их прочность определяется соответственно значениями 300 – 600 и 2000 кгс/см², битум пластичен. Поэтому для битума требуется заливка в бочки, а блоки из цемента и полимеров можно хранить без дополнительной упаковки. Однако в связи со значительной выщелачиваемостью, наблюдаемой у цементированных отходов, их хранение требует обеспечения гидроизоляции. Бетон и полимеры обладают более высокой радиационной стойкостью. Битум при облучении $>10^6$ Дж/кг становится хрупким. Бетон огнестоек, полимеры горючи и частично разрушаются в огне, битум плавится и воспламеняется.

Битумирование, включение в полимерные материалы, цементирование отходов без предварительной кальцинации (прокалки) приводит к включению в отвержденные материалы, наряду с радионуклидами, химических токсичных соединений, входящих в состав отходов (нитраты и др.), с наличием которых необходимо считаться при организации захоронения.

Остеклование РАО. Работы по переводу ядерных отходов в твердую фазу начались в 1951 году и к середине 60-х годов перевод отходов в стекло-видное состояние (стеклование) проводился в лабораторных масштабах.

Стекло, будучи нестехиометрическим соединением, при нагревании способно растворять, а при последующем охлаждении прочно удерживать сложную смесь оксидов продуктов деления. Получаемый продукт обладает высокой химической и радиационной стойкостью, является изотропным, непористым. Главный недостаток стекла – его термодинамическая неустойчи-вость, которая проявляется в кристаллизации стекла (расстекловывание) под действием высокой температуры, обусловленной радиоактивным распадом. Расстекловывание ухудшает первоначальные свойства продукта, в частности приводит к возрастанию скорости его выщелачивания. Тем не менее в на-стоящее время остекловывание рассматривается как наиболее целесообраз-ный метод отверждения жидких высокоактивных отходов.

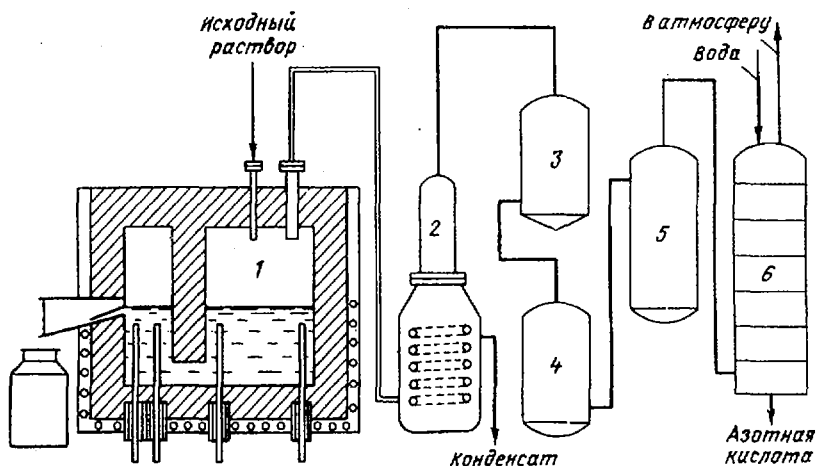


Рис. 14.8. Схема установки одностадийного процесса остекловывания отходов.

1 - электропечь, 2 - барботер-конденсатор, 3 - фильтр грубой очистки, 4 - фильтр тонкой очистки, 5 - колонна с пиролузитом, 6 - абсорбционная колонна.

Способ остекловывания РАО обеспечивает разложение значительного количества входящих в состав отходов химических соединений, тем самым исключая необходимость учитывать их вредное влияние при захоронении, и значительно сократить объем по сравнению с битумированием (в 2÷4 раза), и цементированием (в 10 раз по сравнению с обычным и в 4 раза по сравнению с усовершенствованным процессами цементирования).

В СССР с 1974 г. разрабатывали два направления остекловывания жидких отходов: одно- и двух- стадийные процессы. При одностадийном процессе операции сушки, кальцинации и плавки проводят в одном аппарате (рис. 14.8). На опытных установках проведена варка стекла в металлических тиглях

с индукционным нагревом и в электропечах. Ведется изучение процесса остекловывания с варкой фосфатного и боросиликатного стекла.

Одностадийный процесс осуществлен в укрупненном лабораторном и демонстрационном масштабе при производительности установки 100 дм³/ч по исходному раствору.

При реализации двухстадийного процесса обезвоживание и кальцинацию проводят при температуре 600 – 650°C в аппарате с кипящим слоем мелкозернистого материала, а плавление стекла – в керамическом тигле при температуре до 1200°C (рис. 14.9).

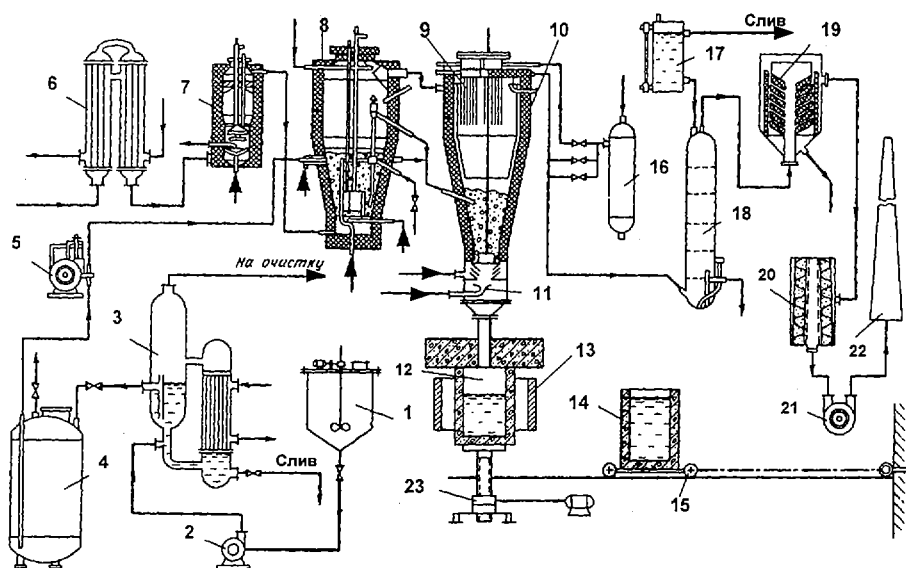


Рис. 14.9. Схема установки двухстадийного процесса остекловывания отходов (КС-КТ-100).

- 1 – монжюс, 2 – насос, 3 – выпарной аппарат, 4 – емкость упаренного раствора, 5 – насос-дозатор, 6 – трубчатый теплообменник, 7 – калорифер, 8 – сушилка, 9 – фильтр МКФ, 10 – бункер, 11 – тарельчатый пневмопитатель, 13 – индуктор, 12, 14 – тигель, 15 – тележка с тиглем, 16 – ресивер, 17 – бачок, 18 – барботажно-абсорбционная колонна, 19 – фильтр грубой очистки, 20 – фильтр тонкой очистки, 21 – дымосос, 22 – дымовая труба, 23 – подъемник.

Процесс остекловывания проводят в два этапа: сначала жидкие радиоактивные отходы смешивают с фосфорной кислотой или с боросиликатным флюсом, служащими стеклообразующими добавками, и при повышенной температуре подвергают концентрированию и разложению. Далее сиропообразный концентрат нагревают в тигле для получения расплава стекла, который после затвердевания отправляют на хранение.

Исходный высокоактивный раствор с монжюса 1 через выпарной аппарат 3 поступает в емкость упаренного раствора 4. Насосом-дозатором 5 раствор подают в камеру сушилки 8. Распыление жидкости производится воздухом,

нагретым до 500-600°C в нагревателе 7. Воздушный поток вместе с сухим порошком и паром направляют в бункер 10, в верхней части которого установлен металлокерамический фильтр 9 для очистки потока от твердых частиц. В барботажно-абсорбционной колонне 18 и в фильтрах 19, 20 происходит дополнительная очистка потока от твердых частиц, аэрозолей и газов. Порошок из бункера 10 тарельчатым пневмопитателем 11 подается в керамический тигель 12, подогреваемый индуктором 13. После завершения процесса сплавления заполненный тигель 14 вывозят тележкой 15 и отправляют на захоронение.

Опытно-промышленные работы по остеклованию среднеактивных отходов, образующихся при регенерации ТВЭЛов, исследовательские и опытные работы по остеклованию отходов АЭС проводятся на установке с керамическим плавителем, разработанной для остеклования высокоактивных отходов.

В качестве фиксирующих агентов показана возможность использования некоторых доступных боросиликатных минералов, кварцевого песка, суглинка, различных глин.

Усложнение технологического процесса остеклования отходов вызвано необходимостью применения высоких температур по сравнению с битумированием и цементированием, но это компенсируется очевидными преимуществами свойств остеклованных отходов, приводящих к упрощению транспортировки захоронения (низкая скорость выщелачивания, значительное сокращение объема, пожаробезопасность).

Скорость выщелачивания наименее прочно закрепленного радионуклида ^{137}Cs составляет 10^{-6} г/м²·сут. Стекла на основе фосфорной кислоты (фосфатные стекла) устойчивы к воздействию температуры и высокой влажности, благодаря этому в процессе их хранения не образуется газообразных продуктов радиолиза и в хранилищах не повышается давление.

В некоторых случаях для отверждения высокоактивных отходов используют способ стеклования, несмотря на то, что он связан с применением сложного оборудования и высокотемпературным нагревом для получения расплава стекла.

Для повышения стойкости блоков на них наносят коррозионно-стойкие материалы, например слой свинца толщиной в несколько миллиметров. Недостатком способа стеклования отходов является частичное разрушение блоков под действием излучения и перегрева, приводящих к снижению надежности хранения радионуклидов. Для совершенствования процесса стеклования твердые гранулированные высокоактивные продукты включают в металлическую матрицу. В результате этого улучшается теплоотвод от металлостекляного материала и повышается теплопроводность блоков (примерно в 10 раз).

В Англии отработывали периодический способ остекловывания отходов, осуществляемый в тигле, который затем служит контейнером для хранения стекла. В этом процессе в разных зонах одного и того же тигля одновременно осуществляют упаривание жидких ВАО, прокаливание образующегося концентрата в плавку стекла. Температура в зоне плавки достигает 1050°C. После заполнения контейнера стеклом его отключают от системы газоочист-

ки и после приварки крышки направляют в систему контроля загрязнения поверхности и затем в хранилище.

Демонстрационные плавки стекла были осуществлены в Харуэлле на установке Fingal, оборудованной тиглем с диаметром 25 см, и на установке Harvest, имеющей тигель большего диаметра – 45 см. Испытания одностадийного процесса плавления боросиликатного стекла проводили на неактивных модельных материалах. Небольшая установка для обработки режимов плавления стекла на активном материале была построена в Селлафилде. Однако в 1980-1981 гг. после анализа известных методов отверждения фирма BNFL выбрала для остекловывания отходов Селлафилда французский непрерывный процесс AVM (рис. 14.10) [56].

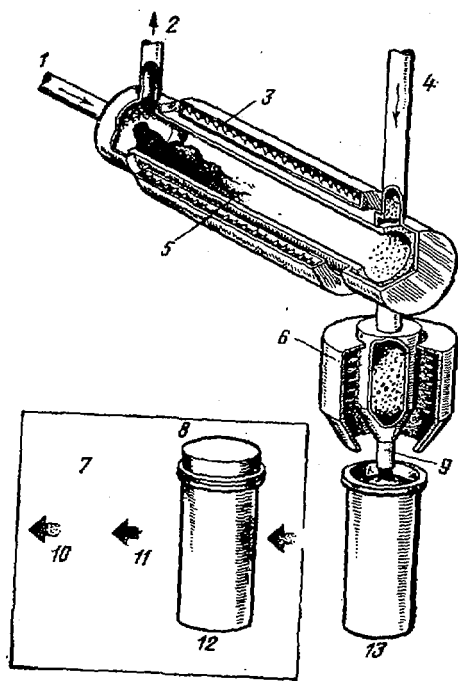


Рис. 14.10. Французский процесс AVM для остекловывания ядерных отходов.

- 1 - подача жидких отходов, 2 - в устройство обработки побочных газов, 3 - нагреватель,
- 4 - подача стеклянного порошка, 5 - вращающаяся печь, 6 - печь для плавления, 7 - после охлаждения и затвердевания остеклованных отходов контейнер закрывается и дезактивируется, 8 - крышка, 9 - клапан, 10 - окончательное захоронение,
- 11 - хранилище, 12 - дезактивация наружной поверхности, 13 - заполнение контейнера.

По контракту, подписанному фирмами BNFL и COGEMA, в Селлафилде в 1987 г. заканчивается строительство установки WVP Windscale Vitrification Plant) с двумя производственными нитками. Производительность по концентрату ВАО установки WVP 143 м³/год, по стеклопродукту 25 кг/ч,

максимальная температура в кальцинаторе 800°C, в печи для варки стекла 1100°C.

Во Франции в Маркуле с 1969 до 1974 г. работала полунепрерывная установка River, на которой было получено 12 т боросиликатного стекла с максимальной активностью $1,1 \cdot 10^{14}$ Бк/дм³. На этой установке жидкие отходы от переработки топлива газографитовых реакторов вместе со стеклообразующими добавками поступали в тигель из инконеля-601, где происходило их высушивание и кальцинация. Диаметр тигля составлял 250 – 300 мм, высота 2300 мм. После заполнения тигля на 80% объема температуру повышали до 1150°C, материал плавился. Образующийся расплав стекла периодически сливали через дренажное отверстие. Было проведено более 120 активных плавок [47, 54].

В 1978 г. в Маркуле введена в эксплуатацию первая в мире промышленная непрерывно действующая установка AVM (L'Atelier de Vitrification de Marcoule) (рис. 14.11) [56].

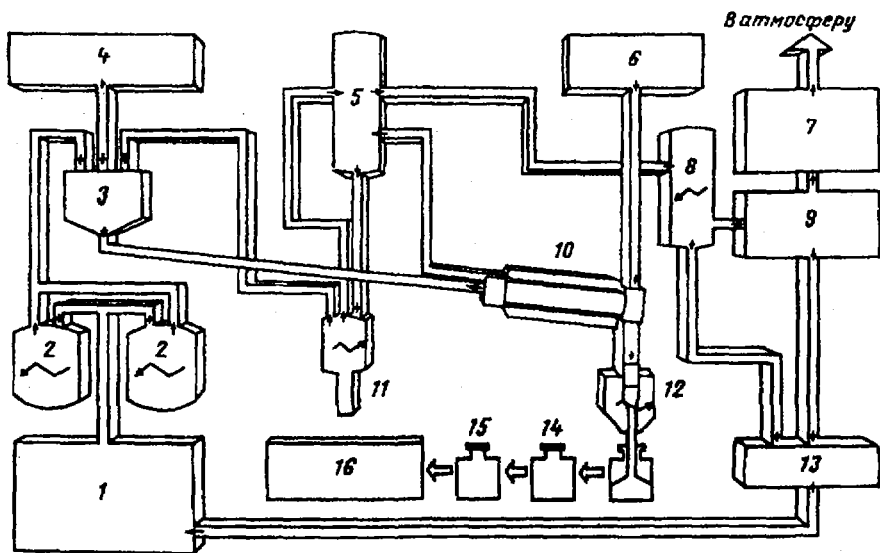


Рис. 14.11. Основные стадии процесса остекловывания на установке AVM в Маркуле (Франция).

1 - завод химической переработки облученного топлива, концентрированно или временное хранение растворов, содержащих продукты деления, 2 - сборник растворов, содержащих продукты деления, 3 - регулировка расхода, 4 - добавки для кальцинации, 5 - улавливание пыли, 6 - стеклофритта, 7 - фильтр, 8 - конденсатор, 9 - газоочистка, 10 - кальцинатор, 11 - бак возврата на повторный цикл, 12 - печь варки стекла, 13 - жидкие отходы, 14 - тигли с остеклованными отходами, 15 - дезактивация наружной поверхности, 16 - хранилище остеклованных отходов.

Установка состоит из печи для сушки и прокаливания отходов, представляющей собой вращающуюся трубу диаметром 270 и длиной 3600 мм,

установленную под небольшим уклоном и обогреваемую 4-х зонной электропечью, керамического тигля для плавки стекла с индукционным нагревом и системы газоочистки.

Кроме того, установка располагает двумя баками вместимостью по 15 м³ для приема жидких отходов, емкостью для корректировки состава отходов и механизмом для регулирования расхода. Отходы из дозатора со скоростью около 30 дм³/ч непрерывно поступают в кальцинатор, на входе в который устанавливают температуру 600°С, а на выходе 900°С. Для получения плотного гранулообразного материала существенное значение имеют внутренняя конструкция трубчатой печи и состав добавок к отходам, предотвращающих их налипание на стенки.

Кальцинат смешивают со стеклофриттой и непрерывно подают в плавильную печь (диаметр 550 мм, высота 1000 мм), обогреваемую пятью индукционными нагревателями, повышающими температуру плава стекла до 1150°С. Расплавленное стекло накапливается в печи в течение 8 ч. Затем стеклянную пробку в донной части печи расплавляют с помощью двух дополнительных индукционных нагревательных устройств и стекло выливают в стальные контейнеры диаметром 50 см и высотой 1 м. Для заполнения одного контейнера требуется три выгрузки стекла, в результате чего образуется стеклоблок объемом 150 дм³ и массой 350 кг.

После заполнения контейнеров их герметично закрывают крышками, поверхность контейнеров обмывают водой под давлением и, после контроля чистоты поверхности, направляют в хранилище. Здесь контейнеры размещают в вертикальных колодцах высотой 10 м и диаметром 60 см. Охлаждение контейнеров осуществляют с помощью принудительной воздушной вентиляции. Температура воздуха на входе в колодец 25°С, в нижней части колодца 40°С, на выходе 100°С. Температура на верхней поверхности бетонной плиты – крыши хранилища – не должна превышать 45°С. Удельная тепловая мощность остеклованных на АVM отходов составляет 50 Вт/дм³ [47, 48, 56].

Следующим этапом французской программы было строительство на мысе Аг установки АVN (L'Atelier de Vitrifіcation de Hague), предназначенной для остекловывания ВАО от переработки оксидного топлива легководных реакторов. Предусмотрено последовательное строительство шести линий остекловывания (по три в установках R-7 и T-7) с производительностью одной линии 220 т остеклованных отходов в год.

В целом схемы процессов остекловывания на установках АVM и АVN близки. Основное различие заключается в использовании на установке АVN керамического (а не металлического, как на установке АVM) тигля для плавки стекла и в способе нагрева стекломассы.

В ФРГ изучали периодические и непрерывные процессы включения отходов в матрицы из боросиликатного стекла, и на этой основе разработан ряд способов и установок. В Юлихе с 1969 г. исследуют периодический процесс получения в лабораторном масштабе боросиликатного стеклопродукта. Способ и установки известны под названием FIPS (Fission Product Solidification) и предназначены для отверждения ВАО, получаемых при переработке топлива высокотемпературного реактора. Эти отходы отличаются высоким содержанием алюминия, фторид-, сульфат- и фосфат-ионов; кроме того, они могут

содержать торий. На установке FIPS, работающей с производительностью 1 кг стекла/ч, с 1974 г. получают стеклоблоки с удельной активностью $(1,85-2,22) \cdot 10^{14}$ Бк/кг и удельным тепловыделением 40 Вт/дм^3 . Установка включает выпарной аппарат для концентрирования отходов, денитратор, емкость для смешения отходов со стеклообразующими добавками, вальцовую сушилку, с помощью которой при 120°C суспензию превращают в сухой порошок, печь для плавки стекла и систему газоочистки [48].

Среди исследуемых альтернативных процессов находится процесс микроволнового остекловывания, показанный на рис. 14.12. Были разработаны стекловидные композиции, позволяющие включать в себя радиоактивные отходы.

В Карлсруэ с 1970 г. разрабатывается способ производства стеклопродуктов на основе боросиликатного стекла, получивший название VERA (Mehrzweck-Verfestigung von hochradioactiven Abfallösungen). Установка предназначена для отверждения отходов завода WAK, и строительство ее предполагалось в два этапа. Первый этап – ввод в действие опытно-промышленной установки с полунепрерывным режимом работы.

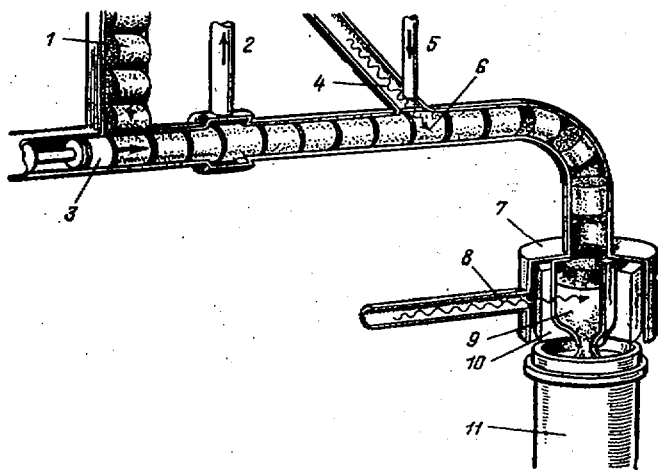


Рис. 14.12. Экспериментальный микроволновый процесс остекловывания (Англия).

1 - подача пробок из стекловолокна, 2 - обработка побочных газов, 3 - плунжер, 4 - микроволновое излучение, 5 - подача жидких отходов, 6 - отходы, проникающие в пробки из стекловолокна за счет микроволнового нагрева, 7 - металлический тигель, 8 - микроволновое излучение, 9 - стекло и отходы, сплавляющиеся вместе за счет микроволнового нагрева, 10 - изоляция, 11 - контейнер для долговременного хранения и захоронения отходов.

Второй этап – осуществление проекта VERA-II, согласно которому намечен переход к промышленной непрерывно действующей установке. Непрерывный процесс VERA включает стадию денитрации раствора муравьиной

кислотой, прокаливание отходов в кальцинаторе распылительного типа, плавление кальцината со стеклообразующими добавками в печи, слив расплава стекла в подогретый тигель и систему газоочистки. Температура плавления стекла в печи достигает 1200 °С. Для остекловывания ВАО завода WAK-350 в Ваккерсдорфе в 1992 г. построена установка для одностадийного процесса варки стекла в керамическом плавителе.

Способ варки стекла в керамическом плавителе разрабатывается в ФРГ, США и Японии с середины 70-х гг. Первая керамическая печь с производительностью 20 – 40 кг/ч по стеклу была построена в Карлсруэ, а вторая печь усовершенствованной конструкции с двумя сливными каналами для стекла была построена там же в 1979 г. с производительностью до 100 кг/ч. При варке в керамическом плавителе жидкие отходы впрыскивают вместе со стеклообразующими добавками в печь, где происходит упаривание раствора, плавление стекла и его слив. Наиболее трудными для технологического воплощения являются способы нагрева ванны для варки стекла и слива стеклорасплава. Нагрев осуществляют введением в ванну керамической печи электродов для первоначального разогрева стекломассы и поддержанием температуры расплава около 1200 °С. Существенное значение имеет материал электродов, их поверхность, размещение в печи и плотность тока. В качестве материалов для электродов испытывался молибден, оксид олова, сплав молибдена с диоксидом циркония, инконель-690. Процесс слива расплава стекла в контейнер из печи требует пристального внимания из-за периодичности осуществления, необходимости строгого контроля скорости слива, наличия специальной системы дополнительного нагрева или охлаждения сливного канала [27, 28, 39].

На фирме «Гельзенберг» был разработан способ производства фосфатного стекла, названного РНОТНО, и совместно с фирмой «Eurochemic» изучен способ включения гранул фосфатного стекла в металлическую матрицу, получивший название PAMELA. Способы РНОТНО и PAMELA различаются лишь заключительным этапом. Первые стадии одинаковы и включают концентрирование жидких отходов в присутствии фосфорной кислоты и формальдегида и остекловывание образовавшейся суспензии при 1000 °С. На последнем этапе способа PAMELA вместо стеклоблоков из фосфатного стекла получают бусинки (диаметром 5 мм), которые образуются при стекании капель стекла из канала печи на вращающийся диск из нержавеющей стали. Далее бусинки стекла заключают в металлическую (свинец, его сплавы) матрицу и получают стойкий материал, названный витромет.

Новый материал имеет ряд положительных качеств: хорошую теплопроводность, отсутствие сильного разогрева, возможность размещения в контейнере с большим диаметром, высокую химическую и механическую прочность.

Процесс PAMELA был реализован в полупромышленном масштабе в г. Моле (Бельгия), где совместно с ФРГ была построена установка для отверждения ВАО завода фирмы «Eurochemic», закрытого с 1974г. Однако на этой установке получают не фосфатное, а боросиликатное стекло. Пробные испытания на установке начались в конце 1985 г. Одновременно в Карлсруэ построена модель установки PAMELA в натуральную величину для отработки режимов эксплуатации оборудования, дистанционного обслуживания и

управления процессом. Результаты работы этих двух установок позволяют сравнить процесс PAMELA с французским процессом AVM и выбрать один из них для завода WAK в Ваккерсдорфе.

В Японии в результате изучения нескольких вариантов отверждения ВАО (остекловывание в керамическом плавителе или в печи с индукционным нагревом, прокаливание в аппаратах с кипящим слоем или во вращающихся барабанах, использование цеолитов в качестве стеклообразующих добавок, включение ВАО в минералоподобную матрицу синрок или включение стекла в металлическую матрицу) для отверждения отходов завода в Токаимура отдано предпочтение способу остекловывания в керамическом плавителе. Эксплуатация установки VPP (Vitrification Pilot Plant) начата в 1992г.

В Японии разработан также низкотемпературный процесс включения ВАО в боросиликатное стекло. В этом процессе раствор силиката натрия добавляется к азотнокислым, нейтрализованным или денитрированными жидким ВАО, при этом протекает гелеобразование. Затем вводится V_2O_5 и смесь подвергается сушке, прокаливанию и отжигу. Изучение структуры образовавшихся продуктов показало, что стекло образуется уже при нагревании до 600°C . Этот способ, названный низкотемпературным синтезом стекла и осуществленный в лабораторном масштабе, позволяет снизить летучесть радиоактивных веществ и уменьшить коррозию конструкционных материалов аппаратов.

В США изучение процесса остекловывания проводят путем плавки в металлической плавильной установке непрерывного действия, в керамической плавильной печи или в тигле, который предполагается затем использовать в качестве контейнера для хранения отходов. Эти плавильные аппараты могут работать совместно с кальцинаторами распылительного типа и с кипящим слоем. На основании полученных экспериментальных результатов признано перспективным использование керамических плавильных печей, близких к плавильным установкам, применяемым в стекольной промышленности (рис. 14.13).

Для этих установок выявляют оптимальные условия непрерывной задачи отходов непосредственно в жидком виде или в виде кальцината, перспективные конструкционные материалы и материалы для изготовления электродов, отработывают режимы включения и выключения печи, контроля за скоростью плавки и изучают способы дистанционного управления работой установки. По результатам исследований принято решение на всех строящихся в США установках использовать одностадийный процесс плавления стекла в керамическом плавителе. Плавитель установки DWPF (Defense Waste Processing Facility) имеет производительность 1500 кг стеклопродукта в сутки при времени удержания отходов в плавителе в среднем 2-ое суток. Рабочая температура в плавителе около 1150°C , электроды изготовлены из инконеля. На этой установке так же, как и на заводе WVDP (Waste Vitrification Demonstration Plant), а также на установке в Вест-Вэлли, отходы будут подаваться в плавитель в виде шлама или упаренного концентрата. Все отходы (2200 м^3), хранящиеся на площадке остановленного завода в Вест-Вэлли, предполагается перевести в стекло до 1990г. [47, 48, 56].

Из процессов, прошедших стадию демонстрационных испытаний на активных растворах, следует упомянуть канадский способ получения стеклопродуктов из отходов от переработки топлива тяжеловодного реактора и природного нефелинового сиенита. Стеклопродукты, полученные в 1960г. смешением жидких отходов с минералом и известью с последующей сушкой образовавшегося геля при 900°С и плавлением стекла при 1350°С, оказались стойкими в химическом, механическом и радиационном отношении и практически не изменили за 20 лет хранения своих первоначальных свойств.

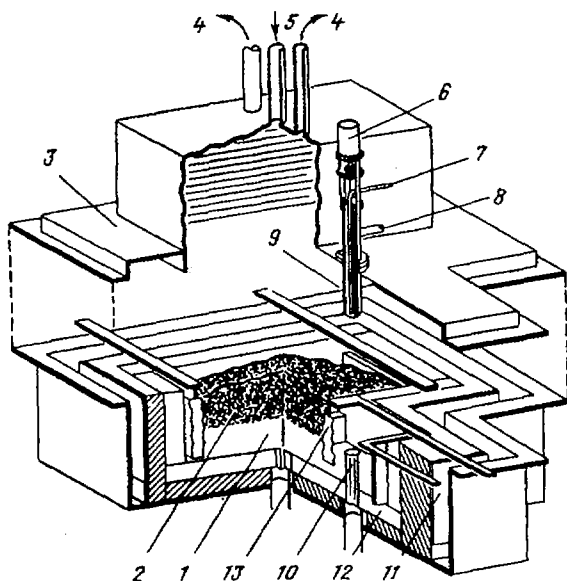


Рис. 14.13. Схема керамической плавильной печи.

1 - расплав стекла, 2 - порция порошкообразного материала, 3 - крышка контейнера плавильной, 4 - вывод газа, 5 - ввод кальцината и стеклофритты, 6 — цилиндр, регулирующий положение пробки, 7, 8 - ввод и вывод охлаждающей жидкости, 9 - пробка сливного отверстия, 10 - сливная труба, 11 - охлаждающая пластина, 12 — стенка контейнера из тугоплавкого оксида хрома, 13 — электроды.

В США и Японии продолжают поиски составов стекла для упрощения процессов варки стеклопродуктов и повышения их стойкости. Так, в Ок-Риджской национальной лаборатории предложено включать ВАО в свинцово-железо-фосфатное стекло. Это стекло в 1000 раз более стойко к выщелачиванию, чем боросиликатное, и имеет температуру плавления на 150 – 200°С ниже, чем боросиликатное.

В Тарапуре (Индия) построен завод по остеклованию РАО. На установке WIP (Waste Immobilization Plant) выполняются операции обезвреживания, прокаливания и плавления в одном аппарате-тигле с периодическим сливом стекла в контейнер. Завод был сдан в эксплуатацию в 1983г., его производи-

тельность 120 кг/сут, или 4 кг/ч. Такие же небольшие установки планируется построить и в Калпаккаме и в ядерном центре Баба.

В Италии разработан и испытан в лабораторном масштабе периодический процесс остекловывания отходов в тигле, названный ESTER-процессом. Производительность демонстрационной установки этого процесса 100 дм³ стеклопродукта в неделю.

В Канаде для изучения процессов остекловывания построена установка WIPE (Waste Immobilization Process Experiment) производительностью 10 кг/ч по стеклопродукту.

В таблице 14.1 приведены основные характеристики установок для остекловывания радиоактивных отходов.

В последние годы активно ведутся исследования технологии остекловывания, в частности отрабатываются режимы варки стекла, испытываются аппаратура и различные конструкционные материалы, решаются вопросы газоочистки и автоматического управления процессом остекловывания. Было испытано несколько установок по остекловыванию.

Проведенное советскими, французскими и американскими специалистами изучение поведения боросиликатных стекол при их хранении на протяжении разных промежутков времени показало, что эти стекла хорошо сохраняют свои первоначальные свойства, если температура по центральной оси блока не превышает 500 – 600°C, т.е. не превышает температуры начала процесса кристаллизации. После многочисленных исследований состава стекол, проведенных в Великобритании, СССР, США, Франции, ФРГ и других странах, наиболее пригодными были признаны боросиликатные, фосфатные и борофосфатные стекла.

Увеличить надежность хранения остеклованных ВАО можно несколькими способами. Например, для хранения стекла применяют кольцевые контейнеры или контейнеры с металлическими перегородками. Это повышает эффективную теплопроводность блока и снижает температуру в центральной части контейнера. Можно проводить контролируемую кристаллизацию стекла специальной термообработкой для превращения его в стеклокерамику. Эффективным также является включение небольших частиц стекла в металлические матрицы, например на основе свинца.

Реальные составы стекол существенно зависят от исходного состава отходов и особенностей применяемой технологии отстекловывания: способа денитрации отходов, применяемого устройства для их кальцинирования, способа нагрева, режима процессов отверждения и т.п.

Для внедрения метода остекловывания на АЭС необходимо выполнить дополнительные работы по усовершенствованию оборудования, выбору оптимальных условий включения в стеклоподобные материалы компонентов, которые могут находиться в отходах АЭС (хлориды, фториды, сульфаты), а также решить вопрос о повторном использовании и переработке азотнокислого конденсата, образующегося в процессе остекловывания.

Разработка процесса остекловывания среднеактивных отходов ведется за рубежом как применительно к отходам от регенерации ТВЭЛов, так и отходов АЭС [47, 54, 56].

Таблица 14.1. Характеристика установок для остекловывания ПАО

Страна, местонаход.	Установка	Дата пуска (проект)	Тип процесса	Природа стекла	Выход, кг/ч стекла
Бельгия, Моль	PAMELA	1985	Плавление в керамическом плавителе, включение в металлическую матрицу	Боро-силикатное	30-40
	AVB	1987	Двухстадийный типа AVM	То же	15
Англия, Селлафилд	WVP	1989	Двухстадийный типа AVM	То же	25 или 60 т/год
	Harwest -1	1977	То же	То же	Лабораторн.
Индия, Тарапур	WIP	1983	То же	То же	4
Италия, Тризайя	IVET-2	(1988)	То же	То же	100 дм ³ / нед.
США, Вест-Вэлли Саванна-Ривер Ханфорд	WVDP	(1988)	Одностадийный, плавнение в керамическом плавителе	То же	2200м ³ BAO
	DWPF	1989	То же	То же	1500кг/сут
	HWVP	1990	То же	То же	900 т/год
СССР	Установка для остекловывания	1974	То же	То же	100 дм ³ /ч
		1974	То же	Фосфатное	100 дм ³ /ч
		1974	Двухстадийный, плавнение в керамическом плавителе		Демонстрационный
Франция, Маркуль м.Аг	PIVER	1969, 1978	Плавление в тигле	Боро-силикатное	Полупромышленн
	AVM		AVM 1 нитка, двухстадийный	То же	12 - 20 кг/ч
	AVH - R7	1987	AVM 3 нитки	То же	220 т/год
	AVM - T7	1989	AVM 3 нитки	То же	
ФРГ, Юлих	FIPS - 1	1984	Упаривание, денитрация, сушка, плавнение стекла в тигле	То же	1кг/ч
	FIPS - 2	1982		То же	1,5 кг/ч
ФРГ, Карлсруэ	VERA	1970	Плавление в керамическом плавителе, одностадийный	То же	35 кг/ч
	VA - II	1983	Плавление в керамическом плавителе, одностадийный		
	VERA - II	-	Плавление в керамическом плавителе, одностадийный		Полупромышлен.
Ваккерсдорф	WAW	1992	Плавление в керамическом плавителе	То же	Промышлен.

Отвержденные радиоактивные отходы захораниваются в специальных хранилищах. Устройство таких хранилищ, аналогично хранилищам твердых радиоактивных отходов.

Керамика. Наряду с остекловыванием, разрабатывают и другие методы отверждения ВАО с целью получения термодинамически более стойких, чем стекло, продуктов, способных сохранять в течение длительного времени механическую прочность и химическую стойкость. К таким отходам относятся стеклокерамика, условия производства которой и свойства изучают в ФРГ, США и Японии, а также различные виды минералоподобной керамики – суперкальцинаты, синрок и др., свойства и способы получения которых исследуют в США и Австралии, Великобритании и Японии.

Термитным способом (США, ФРГ) и методом прессования при высокой температуре и давлении неорганических ионообменных материалов с адсорбированными из раствора ВАО радионуклидами получают высокопрочные керамические продукты (США, Швеция)

Для повышения безопасности хранения гранул кальцината или шариков стекла предполагают включать их в различные матрицы или покрывать оболочками из пиролитического углерода, металла, карбида кремния (США, Австрия).

Многие из предлагаемых материалов, такие, как керметы, минералоподобная керамика, витромет и т.п., являются перспективными формами отверждения ВАО, однако технология их получения и аппаратурное оформление процессов развиты значительно слабее, чем для остекловывания. Производство витромета освоено, как уже упоминалось, в полупромышленном масштабе на модельных и реальных отходах. В 1985 г. в Австралии впервые построена установка для испытания операций изготовления синрока (синтетической горной породы) производительностью 10 кг/ч. Установка работает на неактивных модельных растворах. Технология изготовления синрока включает следующие основные операции: смешение ВАО сводной суспензией, содержащей порошкообразные TiO_2 , ZrO_2 , Al_2O_3 , CaO и BaO , обезвоживание, сушка, денитрация и прокаливание смеси во вращающемся кальцинаторе при температуре около $750^\circ C$, добавление к минерализованному продукту порошка металлического титана до 2% по массе и горячее и/или холодное прессование продукта в специальных пресс-формах с последующим отжигом при $\sim 1200^\circ C$. По контракту с КАЭ Австралии японские специалисты принимают участие в отработке режимов эксплуатации оборудования и технологических процессов изготовления синрока, а в изучении характеристик продукта, в частности радиационной стойкости и химической стабильности, будут участвовать английские специалисты из Харуэлла. В Австралии строится также лабораторная установка для включения в синрок реальных отходов [57].

Глава 15. Хранение концентратов ЖРО

Основной целью обращения с РАО, включая окончательное захоронение при поверхностные или глубокие геологические подземные хранилища, является долговременная защита человека и окружающей среды от радионуклидов содержащихся в отходах.

Хранение РАО играет важную роль обращении с отходами. Хранение подразумевает размещение отходов в пригодном месте и с возможностью их последующего извлечения. Захоронение, напротив, предназначено для размещения отходов в постоянном хранилище без намерения извлечения их в будущем.

Хранилище переработанных и/или иммобилизованных (связанных) и упакованных отходов может быть создано с разными целями на различные периоды времени многими способами. На тип хранилища главным образом влияют характеристики отходов, которые должны в нем храниться. Таким образом, существует тесная связь между переработкой и упаковкой отходов, например, между свойствами формы и упаковки РАО с одной стороны и методами хранения, транспортировки и окончательного захоронения, с другой.

Временное хранение и транспортировку жидких радиоактивных отходов предприятий, не имеющих хранилищ, производят в контейнерах - сборниках емкостью 10, 30 и 60 л. В зависимости от группы активности жидких радиоактивных отходов применяют различные способы очистки и захоронения.

Хранение жидких радиоактивных отходов на АЭС осуществляется в виде кубовых остатков и пульп фильтрующих материалов (перлита, ионообменных смол, активированного угля и др.). Гомогенные (кубовые остатки) и гетерогенные (пульпы) концентраты хранят отдельно, поскольку последующее обращение (удаление из емкости, отверждение) с ними неодинаково.

Хранение преследует как минимум две цели: изолировать отходы от окружающей среды до создания и пуска установок по более надежной локализации – отверждению; выдержать отходы для распада короткоживущих радионуклидов.

Наиболее надежным является хранение жидких радиоактивных отходов в специальном хранилище. Хранилище жидких отходов состоит из нескольких наземных емкостей объемом от 200 ÷ 500 до 5 ÷ 7 тыс. м³ выполненных из нержавеющей стали.

В таблице 15.1 приведены контрольные уровни загрязнения грунтовых вод в районе расположения хранилищ отходов и отработанного ядерного топлива на Чернобыльской АЭС. При разработке трехступенчатой системы контрольных уровней использованы выводы и рекомендации, изложенные в отчете НИР «Анализ миграции радионуклидов в подземных водах промплощадки ЧАЭС и оценка ее возможного влияния на радиоактивное загрязнение питьевой воды».

Емкости установлены на поддоны, закрыты снаружи бетонным кожухом и обвалованы землей. Емкости обычно заглублены в землю, однако степень заглубления зависит от уровня грунтовых вод. Для исключения проникновения грунтовых вод в ХЖО уровень их должен быть на 4 м ниже дна ем-

костей. Для исключения контакта с атмосферными осадками емкости сверху закрывают гидроизолирующими покрытиями.

Контроль за возможным выходом радионуклидов из емкостей обеспечивают установкой на расстоянии $5 \div 10$ м от ХЖО наблюдательных скважин.

Таблица 15.1. Контрольные уровни объемной активности и радионуклидного состава воды из контрольных скважин хранилищ отходов на Чернобыльской АЭС

№ п.п.	№ скважины	Показатель	УР		УИ		УВ	
			нКи/л	кБк/м ³	нКи/л	кБк/м ³	нКи/л	кБк/м ³
1.	C-1	β-активность	0,1	4	1,8	67	-	-
2.	C-2	β-активность	0,1	4	1,3	48	-	-
3.	C-3	β-активность	0,1	4	4,3	160	-	-
4.	C-4	β-активность	0,1	4	6,4	240	-	-
5.	C-5	β-активность	0,1	4	0,73	27	-	-
6.	C-6	β-активность	0,1	4	0,52	19	-	-
7.	C-7	β-активность	0,1	4	0,62	23	-	-
8.	C-8	β-активность	0,1	4	0,52	19	-	-
9.	C-9	β-активность	0,1	4	1,0	37	-	-
10.	C-10	β-активность	0,1	4	8,0	300	-	-
11.	C-11	β-активность	0,1	4	2,8	100	-	-
12.	C-12	β-активность	0,1	4	1,1	41	-	-
13.	C-13	β-активность	0,1	4	1,1	41	-	-
14.	C-14	β-активность	0,1	4	1,1	41	-	-
15.	C-15	β-активность	0,1	4	0,8	30	-	-
16.	C-16	β-активность	0,1	4	1,0	37	-	-
17.	C-17	β-активность	0,1	4	1,1	41	-	-
18.	C-18	β-активность	0,1	4	0,9	33	-	-
19.	C-19	β-активность	0,1	4	1,1	41	-	-
20.	C-20	β-активность	0,1	4	1,0	37	-	-
21.	C-21	β-активность	0,1	4	0,8	30	-	-
22.	C-22	β-активность	0,1	4	2,4	90	-	-
23.	C-23	β-активность	0,1	4	10	370	-	-
24.	C-24	β-активность	0,1	4	1,0	37	-	-
25.	C-25	β-активность	0,1	4	0,9	33	-	-
26.	C-26	β-активность	0,1	4	0,8	30	-	-
27.	C-27	β-активность	0,1	4	0,95	35	-	-
28.	C-28	β-активность	0,1	4	0,9	33	-	-
29.	Все скважины	⁶⁰ Co	1	37	35	1300	350	13000
		⁹⁰ Sr	0,5	18	1,2	42	4,0	150
		¹⁰⁶ Ru	1	37	12	420	120	4200
		¹³⁴ Cs	1	37	8,6	320	86	3200
		¹³⁷ Cs	1	7	15	550	150	5500

Каждый поддон оборудован дренажной трубой, выведенной в общий приямок, из которого вода откачивается в спецканализацию. Емкость сообщается с атмосферой через фильтр для улавливания радиоактивных аэрозолей и с системой вытяжной вентиляции для удаления образовавшегося в результате радиолитиза водорода, содержание которого контролируется газоанализатором.

Для контроля количества жидкости в емкостях имеются сигнализаторы уровня. После заполнения рабочей емкости жидкими отходами их направляют по трубопроводу подачи к следующему хранилищу. В ряде случаев на АЭС предусматривают вторичную переработку жидких радиоактивных отходов, выдержанных в хранилищах, для увеличения их эффективной емкости.

Кроме емкостей для хранения жидких кубовых остатков в хранилищах предусматриваются устройства для хранения радиоактивно загрязненных фильтрующих материалов, перекачиваемых из фильтров гидротранспортом, т. е. в виде пульпы.

Для отвода воды гидротранспорта в устройствах имеется специальная дренажная система. При обнаружении протечек в емкостях хранения кубовых остатков или фильтрующих материалов эти емкости необходимо опорожнить, перекачав их содержимое в резервную емкость, объем которой должен превышать объем самой большой рабочей емкости. Количество выделяемого в емкостях тепла при распаде продуктов деления невелико и не требует обычно организации специального теплоотвода. Необходимость в нем возникает, как правило, при активности концентратов более $4 \cdot 10^{11}$ Бк/л. Во избежание накопления в емкостях взрывоопасных газовых смесей с продуктами радиолиза их вентилируют и периодически продувают азотом или воздухом.

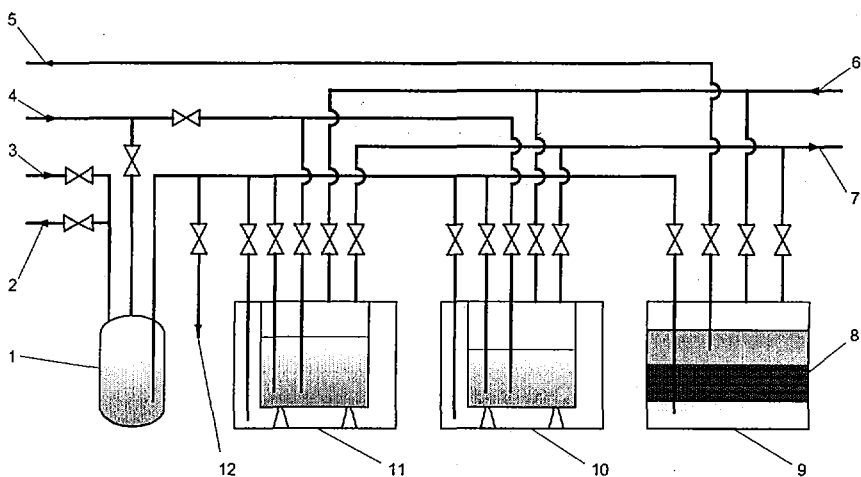


Рис. 15.1. Схема гидротранспорта жидких радиоактивных отходов.

1 - монжюс, 2 - вакуум - пиния, 3 - пиния сжатого воздуха, 4 - линия кубового остатка, 5 - пульпопровод, 6 - продувка воздухом, 7 - сброс в спецвентиляцию, 8 - дренажная система, 9 - емкость для пульпы, 10 - резервная емкость, 11 - емкость для кубового остатка, 12 - сброс воды гидротранспорта .

Для перекачки или слива кубовых остатков в емкости хранилища, а также гидротранспорта ионообменных и фильтрующих материалов, исчерпавших свои сорбционные свойства, установки СВО связываются с хранилищем трубопроводами, прокладываемыми по эстакаде (рис. 15.1).

Если непосредственный слив концентрата от выпарных установок (кубовый остаток доупаривателя) 4 невозможен самотеком, для его транспортировки используют промежуточный монжюс 1 (бак-вытеснитель), из которого кубовый остаток выдавливается и транспортируется сжатым воздухом из линии 3. При подключении монжюса к вакуумной линии 2 осуществляется его

принудительное заполнение отсасыванием жидкости из емкости хранилища. Подача сжатого воздуха в доупариватель для ускорения слива кубового остатка не допускается во избежание нарушения целостности аппарата, гидродинамических условий его эксплуатации и возможного разбрызгивания высокоактивного концентрата. Насосы для перекачки жидкости используют редко из-за того, что через сальниковые уплотнения вала в корпусе могут быть протечки, для сбора и транспортировки которых необходимо специальное устройство.

Трассы, по которым кубовый остаток движется самотеком, должны иметь уклон в сторону хранилищ или монжюсов. Для очистки и опорожнения хранилищ или монжюсов к ним подводят промывочную воду или сжатый воздух. На перекачивающих трассах арматуру оснащают герметично уплотненными штоками. Для приемки кубовых остатков и пульп в хранилище имеются отдельные емкости 11 и 9, которые заполняют по пульпопроводу 5. Из этих емкостей вода гидротранспорта перекачивается по линии 12 в баки трапных вод (дренажные баки). Для этого в нижней части емкости 9 имеется дренажная система 8 с двухслойной засыпкой гравия 250 мм и песка 250 мм, препятствующая захвату отработанных фильтрующих материалов при откачке из емкости воды. Откачка состоит из следующих операций: создания вакуума в монжюсе 1 подключением его к вакуумной линии 2; отсасывания воды гидротранспорта из емкости 9 и заполнения монжюса; выдавливания воды из монжюса сжатым воздухом 3 по линии 12 в дренажные баки.

Для откачки могут быть использованы насосы. Аналогичную схему перекачки применяют при обнаружении неплотностей в рабочих емкостях 9. В этом случае раствор из монжюса направляют в резервную емкость 10. При эксплуатации хранилища необходимо контролировать сигнализаторы уровня, протечек и содержания водорода, а также периодически - активность кубового остатка и выдержанной пульпы отбором и анализом проб из емкостей.

По мере заполнения емкостей отходами снижается активность. Слабоактивные отходы удаляют по линии 12 на переработку в трапную СВО, а освободившиеся емкости используют повторно. Из-за остаточного радиоактивного распада выдерживаемых нуклидов в емкостях хранилища происходит выделение теплоты и газов. Для отвода теплоты и сдувки газов ежедневно в течение 6 ч воздушную полость емкостей продувают воздухом, подаваемым по линии 6 и сбрасываемым в систему спецвентиляции по линии 7.

Объем хранилищ ранее принимали, исходя из времени их эксплуатации, 20 ÷ 30 лет. Однако в настоящее время продолжительность хранения жидких отходов определяется сроком ввода в эксплуатацию систем отверждения.

Состав и свойства жидких отходов высокой активности обуславливают необходимость их хранения в строго контролируемых условиях. На свойства отходов существенно влияет энергия, выделяемая в результате распада радионуклидов. Тепловыделение высокоактивных отходов приводит к тому что температура в резервуаре может достигать точки кипения. Считается необходимым поддерживать температуру при хранении высокоактивных жидких отходов в резервуарах не выше 50÷60°C в течение всего периода хранения. С

этой целью резервуары снабжают специально системой охлаждения, для чего используют чаще всего змеевиковые холодильники.

Важным фактором, определяющим условия хранения жидких отходов высокого уровня активности, является радиолиз составных частей отходов. Сложный химический состав отходов обуславливает целый комплекс радиационно-химических превращений в процессе их хранения. С точки зрения определения условий хранения наиболее важны процессы, ведущие к выделению газообразного водорода и появлению твердой фазы. С учетом способности водорода образовывать взрывоопасные смеси с кислородом воздуха и окислами азота, при хранении отходов высокого уровня активности, в газовом пространстве резервуара предусматривают продувку воздухом или инертным газом.

Срок изоляции радиоактивных отходов от окружающей среды определяется наличием не только долгоживущих радионуклидов, но и вредных для окружающей среды стабильных химических соединений. С этой точки зрения надежная изоляция должна быть вечной. Необходимость периодической замены резервуаров и строгого контроля в процессе их эксплуатации не позволяет признать этот способ хранения приемлемым для постоянного хранения отходов высокого уровня активности.

Емкости представляют собой баки из нержавеющей стали, установленные в бетонные отсеки, облицованные также нержавеющей сталью для повышения надежности хранения. Например, хранилищем жидких концентратов ВАО на заводе на мысе Аг (La Hague) является железобетонная камера, полностью расположенная под землей, в которой размещены баки из нержавеющей стали полезным объемом 120 м³ каждый.

Для отвода тепла используют принудительную циркуляцию через находящиеся в баке теплообменники охлаждающей воды, с помощью которой температуру ВАО поддерживают на уровне 60°C. Охлаждение обеспечивается двумя независимыми замкнутыми контурами, присоединенными к внешнему теплообменнику. При выходе из строя одной охлаждающей петли температура может достигнуть 85°C. Для предотвращения аварии при вскипании раствора каждый бак соединен с конденсатором, охлаждаемым воздухом за счет естественной тяги. Пары конденсируются, конденсат возвращается в бак-хранилище. Осадок, присутствующий в концентрированных растворах, поддерживают во взвешенном состоянии непрерывным перемешиванием воздухом. Продувка воздухом обеспечивает разбавление водорода, образующегося в результате радиолиза. Допустимая концентрация водорода составляет 0,2%.

Практика хранения высокоактивных отходов в щелочной форме в баках из углеродистой стали (США) показала ряд недостатков, ограничивающих возможность последующей переработки ВАО. В частности, при нейтрализации увеличивается объем отходов, образуются осадки и шламы, затрудняющие опорожнение баков. Кроме того, наблюдались случаи растрескивания баков из углеродистой стали и утечки отходов.

Глава 16. Твердые радиоактивные отходы

К твердым радиоактивным отходам относятся:

- вышедшее из строя оборудование;
- изношенные детали и части оборудования, изделия, материалы;
- отработавшие источники ионизирующих излучений;
- биологические объекты;
- загрязненные приборы, инструменты и материалы, вспомогательные материалы и оснастка, образующиеся в результате текущей эксплуатации и ремонта оборудования;
- строительные материалы и мусор, образующиеся в результате ремонтных и реконструктивных работ;
- изношенная спецодежда и дополнительные средства индивидуальной защиты (СИЗ);
- ветошь и обтирочные материалы;
- поливинилхлоридный пластикат, не поддающийся дезактивации;
- электро- и теплоизоляционные материалы;
- высушенный осадок очистных сооружений, канализационных стоков;
- отработанные материалы, упаковочная тара, обычный мусор, образующиеся в процессе повседневной деятельности персонала предприятия и др., если они удовлетворяют одному из следующих параметров (таблица 16.1):

Таблица 16.1. Классификация твердых РАО для гамма-, бета-, альфа-излучателей (используется любой из трех критериев)

Параметр	Единицы измерения	Группа ТРАО		
		низкоактивные	среднеактивные	высокоактивные
I	мЗв/ч	$1 \cdot 10^{-4} \div 0,3$	$0,3 \div 10$	более 10
	мР/ч	$0,1 \div 30$	$30 \div 1000$	более 1000
II	(бета-излуч.) Бк/кг	$7,4 \cdot 10^4 \div 3,7 \cdot 10^5$	$3,7 \cdot 10^5 \div 3,7 \cdot 10^6$	более $3,7 \cdot 10^6$
		2 - 100	100 - $1 \cdot 10^5$	Более $1 \cdot 10^5$
	(альфа-излуч.) Бк/кг	$7,4 \cdot 10^3 \div 3,7 \cdot 10^5$	$3,7 \cdot 10^5 \div 3,7 \cdot 10^6$	более $3,7 \cdot 10^6$
		0,2 - 10	10 - $1 \cdot 10^4$	более $1 \cdot 10^4$
III	бета-част/см ² ·мин	$5 \cdot 10^2 \div 1 \cdot 10^4$	$1 \cdot 10^4 \div 1 \cdot 10^7$	более $1 \cdot 10^7$
	альфа-част/см ² ·мин	$5 \div 1 \cdot 10^3$	$1 \cdot 10^3 \div 1 \cdot 10^6$	более $1 \cdot 10^6$

- **первый параметр:** мощность дозы гамма-излучения на расстоянии 0,1 м от их поверхности превышает 1 мкЗв/ч (100 мкР/ч);
- **второй параметр:** удельная активность для β-излучателей превышает $7,4 \cdot 10^4$ Бк/кг (74 кБк/кг), для α-излучателей превышает $7,4 \cdot 10^3$ Бк/кг (7,4 кБк/кг);
- **третий параметр:** фиксированное поверхностное загрязнение превышает для β-излучателей 500 β-частиц/см²·мин, а для α-излучателей – 5 α-частиц/см²·мин. определяемых с площади 100 см².

К высокоактивным твердым отходам относят оболочки и конструкционные материалы ТВС, а также нерастворимые вещества, отделенные от растворов топлива декантацией, центрифугированием или фильтрацией. По физическим характеристикам твердые радиоактивные отходы можно подразделить на следующие группы:

- **прессуемые** - одежда, резина, пластикаты, теплоизоляция, бумага, фильтры;
- **непрессуемые** – дерево, фильтры – рамки, трубопроводы, стекло, инструменты, трубы, вентили, бетонные блоки;
- **сжигаемые** - бумага, дерево;
- **металлические**.

Радиоактивность отходов из оболочек складывается из наведенной активности, обусловленной продуктами нейтронной активации, а также из активности остатков нерастворенного топлива (около 0,2% загрузки на растворение), активности нуклидов, проникших внутрь материала, и активности осадков и отложений из раствора. Например, у нержавеющей стали наведенная активность определяется нуклидами ^{54}Mn , ^{55}Fe и ^{60}Co . Активность оболочки из нержавеющей стали РБН после года выдержки составляет примерно $1,6 \cdot 10^{16}$ Бк/т при тепловыделении 2300 Вт/т, а радиоактивность циркаловых оболочек, обусловленная содержанием ^{95}Zr , ^{95}Nb и ^{60}Co , составляет $4,1 \cdot 10^{14}$ Бк/т при тепловыделении 77 Вт/т также после 1 года выдержки.

На радиохимических заводах оболочки ТВС из циркалоя хранят в уплотненном виде в бетонных, облицованных нержавеющей сталью, заполненных водой бункерах, баках, бочках, хранилищах. Оболочки из нержавеющей стали хранят в сухом виде в бетонных баках, облицованных нержавеющей сталью. Исключение составляют Индия и ФРГ, где куски оболочек цементируют в бочках вместимостью 170-200 дм³.

Источниками средне- и низкоактивных твердых отходов являются отработанные фильтры, обтирочные материалы, спецодежда, обувь, бумага, лабораторная посуда, перчатки и другие материалы, образующиеся в результате нормальной эксплуатации АЭС или завода. Кроме того, в случае ремонта, замены, реконструкции возникают дополнительные твердые отходы: трубы, вентили, строительные материалы, загрязненные аппараты и оборудование и т.д. В зависимости от мощности дозы на расстоянии 10 см от поверхности, ТРАО разделяются на три классификационные группы:

I группа – менее 0,3 мЗв/ч (30 мР/ч) – низкоактивные (это в основном загрязненная радионуклидами ветошь, спецодежда и некоторые СИЗ);

II группа – от 0,3 мЗв/ч до 10 мЗв/ч (от 30 мР/ч до 1 Р/ч) – среднеактивные (фильтровальные материалы вентиляционных систем очистки, некоторое оборудование, инструменты),

III группа – более 10 мЗв/ч (1 Р/ч) – высокоактивные (оборудование активной зоны).

В отдельную категорию ТРАО обычно выделяется отработавшее ядерное топливо (ОЯТ).

Более подробно характеристики групп ТРАО применяемые в Украине показаны в таблице 18.2. В разных странах классификации твердых радиоактивных отходов несколько отличаются. Это деление определяет требования, которые следует предъявлять к методам переработки, транспортирования и захоронения радиоактивных отходов различной категории, исходя из возможного радиационного воздействия на человека и объекты окружающей среды.

Новая классификация радиоактивных отходов, рекомендованная МАГАТЭ, предлагает использовать новую систему классификации, разработан-

ную МАГАТЭ, для того, чтобы проводимые работы соответствовали международным стандартам.

Таблица 16.2. Классификационные группы твердых радиоактивных отходов

Группа ТРАО	Мощность дозы на расстоянии 10 см		Удельная β -активность		Удельная α -активность	
	I	мкЗв/ч	0,3-300	Бк/кг	$7,4 \cdot 10^4 - 3,7 \cdot 10^6$	Бк/кг
мР/ч		0,03-30	Ки/кг	$2 \cdot 10^6 - 1 \cdot 10^4$	Ки/кг	$2 \cdot 10^7 - 1 \cdot 10^5$
II	мкЗв/ч	300-10000	Бк/кг	$3,7 \cdot 10^6 - 3,7 \cdot 10^9$	Бк/кг	$3,7 \cdot 10^5 - 3,7 \cdot 10^8$
	мР/ч	30-1000	Ки/кг	$1 \cdot 10^4 - 1 \cdot 10^1$	Ки/кг	$1 \cdot 10^5 - 1 \cdot 10^2$
III	мкЗв/ч	> 10000	Бк/кг	$> 3,7 \cdot 10^9$	Бк/кг	$> 3,7 \cdot 10^8$
	мР/ч	> 1000	Ки/кг	$> 1 \cdot 10^1$	Ки/кг	$> 1 \cdot 10^2$

Система классификации радиоактивных отходов, разработанная МАГАТЭ, основана как на уровне радиоактивности, так и на периоде полураспада. МАГАТЭ рекомендует твердые радиоактивные отходы классифицировать по четырем категориям, в трех из которых допускается содержание незначительного количества α -излучателей, а одна включает в основном α -излучатели (табл. 16.3).

Таблица 16.3. Классификация твердых отходов по рекомендациям МАГАТЭ

Категория	Мощность дозы P на поверхности отходов, Бк/кг ($P/\text{ч}$)	Примечание
1	$P \leq 1,5 \cdot 10^{-7}$ (0,2)	β -, γ - излучатели; содержание α -излучателей незначительно
2	$1,5 \cdot 10^{-7}$ (0,2) < $P \leq 1,5 \cdot 10^{-6}$ (2)	
3	$1,5 \cdot 10^{-6}$ (2) < P	
4		В основном α -излучатели

МАГАТЭ рекомендует следующие основные характеристики классов отходов:

EW – отходы, которые могут быть изъяты из-под контроля как нерадиоактивные. Изъятие основано на ограничении ежегодной дозы для населения (менее 0,01 мЗв). Рекомендованные величины удельной активности зависят от отдельных радионуклидов и изменяются от 0,1 Бк/г до 10000 Бк/г. Для Украины допустимые концентрации радионуклидов изложены в «Нормах радиационной безопасности Украины»;

LILW – низко- и среднеактивные отходы – отходы, чьи уровни активности находятся выше EW и ниже высокоактивных HLW. Они в свою очередь подразделяются на две категории:

LILW-SL – отходы с короткоживущими радионуклидами – с ограничением по содержанию долгоживущих альфа-излучающих радионуклидов на уровне 4000 Бк/г для отдельных упаковок отходов и в среднем до 400 Бк/г для всей группы упаковок отходов;

LILW-LL – отходы с долгоживущими радионуклидами – для которых концентрация долгоживущих радионуклидов превышает ограничения для предыдущей категории;

HLW – высокоактивные отходы – отходы с уровнем тепловыделения выше 2кВт/м^3 и концентрацией долгоживущих радионуклидов, превышающей пределы, установленные для короткоживущих отходов.

Низкоактивные отходы представляют опасность только при попадании внутрь организма. Поэтому их достаточно локализовать таким образом, чтобы радионуклиды, содержащиеся в этих отходах, не могли попасть внутрь организма в результате миграции по биологическим цепочкам.



Рис. 16.1. Сбор твердых низкоактивных отходов (ТРАО) в сборник-контейнер.

Среднеактивные отходы представляют опасность как источник не только внутреннего, но и внешнего облучения, а следовательно, при их переработке и захоронении необходимо предусматривать соответствующие защитные барьеры для ослабления потоков излучения (в основном фотонного) до регламентированных уровней.

Высокоактивные отходы из-за крайне высокой удельной активности, а следовательно, и большого энерговыделения, требуют дополнительного создания систем охлаждения емкостей, в которых они содержатся.

Твердые радиоактивные отходы при неправильном обращении могут послужить причиной переоблучения людей и загрязнения окружающей среды. Поэтому на объектах ЯТЦ и ЯЭУ организуется их строгий учет и специальное обращение. Лица, ответственные за сбор и захоронение радиоактивных отходов, назначаются приказом по объекту.

Сбор на месте производства работ и транспортировка их к местам временного хранения осуществляется бригадой, производящей работы.

Твердые радиоактивные отходы собираются в специальные сборники-контейнеры, установленные в местах временного хранения (рис. 16.1). Места временного хранения радиоактивных твердых отходов на АЭС и маршруты их транспортировки, как правило, устанавливаются приказом по АЭС. На

всех отметках должны быть указаны кратчайшие маршруты транспортировки отходов к местам их временного хранения. Мощность дозы γ -излучения на расстоянии 1 м от сборника-контейнера не должна превышать 100 мкЗв/ч (10 мбэр/ч).

Прием отходов из мест временного хранения и их удаление в могильники и на пункты захоронения осуществляются ответственными за сбор и удаление радиоактивных отходов.

Все ТРАО собираются, сортируются, при необходимости подвергаются специальной обработке, с целью уменьшения их объемов, и захораниваются в специальных хранилищах. Перед переработкой эти отходы сортируют на сжигаемые и несжигаемые, прессуемые и непрессуемые, а затем подвергают контролю на содержание плутония и других актиноидов.



Рис. 16.2. Транспортировка радиоактивных отходов в спецконтейнере (Winfrith, Великобритания).

Обычно, проектируемые на АЭС хранилища твердых РАО представляют собой бетонные емкости, гидроизолированные от проникновения подземных вод и дождя, расположенные непосредственно на промышленной площадке станции.

Кроме того, здания хранилищ оборудуются системами разгрузки транспортных контейнеров для перевозки высокоактивных РАО (рис. 16.2), а также системами специальной вентиляции и противопожарными системами. По периметру хранилищ твердых радиоактивных отходов также устраиваются наблюдательные скважины, пробуренные на первый водоносный слой (грунтовые воды) для контроля возможного выхода радиоактивных веществ в окружающую среду.

Глава 17. Концентрирование твердых радиоактивных отходов

На АЭС и перерабатывающих заводах образуется значительные количества твердых отходов, в разной степени загрязненных радиоактивными веществами. Твердые радиоактивные отходы (ТРАО) образуются как на АЭС и предприятиях по регенерации ТВЭЛлов, так и в организациях и на предприятиях, использующих радионуклиды в исследованиях и в народном хозяйстве. Их объемы могут быть значительны. Так, на АЭС при нормальной эксплуатации на каждый 1 ГВт образуется 200-400 м³ твердых отходов в год, при снятии АЭС с эксплуатации эти величины значительно возрастают. На заводе производительностью 1400 т/год, перерабатывающем топливо водородных реакторов (с глубиной выгорания 33 ГВт-сут/т и выдержкой в течение 1 года), по расчету ежегодно образуется около 560 м³ (420 кг/т) твердых отходов в виде оболочек из циркалоя и из нержавеющей стали и конструкционных материалов сборок (табл. 17.1) [58].

В крупных научно-исследовательских центрах объемы твердых отходов составляют десятки и сотни кубометров в год.

Таблица 17.1. Накопление твердых отходов в виде оболочек, в странах, ведущих переработку топлива (тонн)

Страна	1985г.	1990г.	2000г.
Бельгия	75		300
Великобритания	188	1300	2000
Индия	—	—	1500
Италия	3	250	800
Франция	1740	4900	7500
ФРГ	135	480	1500
Всего:	2276	7410	13600

Стремление к сокращению объема хранилищ и повышению безопасности при захоронении обуславливают необходимость разработки и внедрения специальных технологий подготовки твердых отходов к захоронению.

Существующая практика не может быть признана удовлетворительной, особенно с увеличением масштабов переработки и образованием больших объемов этих отходов. Поэтому в разных странах активно изучают проблему переработки оболочек, цель которой заключается в сокращении объемов этих отходов, надежной фиксации в них радиоактивных примесных элементов и обеспечении безопасного и экономного способа захоронения отходов или использования ценных металлов.

Для концентрирования твердых радиоактивных отходов наиболее широко применяются методы компактирования и сжигания.

Переработка ТРО включает следующие этапы: сбор и сортировка, предварительная обработка (например, дезактивация), уменьшение объема и массы отходов путем измельчения, сжигания, прессования, фиксации в устойчивой матрице, окончательная изоляция в различных хранилищах.

Горячие отходы (бумага, дерево, пластик, биологические отходы и др.) сжигают в печах с электрообогревом или с применением органического топлива. Образующуюся золу цементируют, битумируют или отверждают

другими методами и направляют на хранение. Выделяющиеся при сжигании газы подвергают очистке, как правило, в аппаратах с орошением, в результате чего образуются дополнительные жидкие отходы, требующие переработки. Негорючие отходы измельчают или режут, прессуют, после чего засыпают в бочки и отверждают.

Отходы, содержащие плутоний, перерабатывают разными методами в зависимости от уровня загрязнения. При невысоком содержании плутония горючие отходы сжигают, превращая в продукт, стойкий к выщелачиванию. При значительном содержании плутония в отходах их предполагают сжигать с образованием хорошо выщелачиваемого продукта, из которого затем можно извлекать плутоний.

Помимо обычных печей для сжигания отходов разрабатывают конструкции для сжигания в расплаве солей, мокрого сжигания в смеси азотной и серной кислот, пиролиза горючих твердых плутонийсодержащих отходов.

Измельчение применяют для удобства переработки крупногабаритных отходов. С этой целью используют как стационарные режущие машины (гильотины), так и передвижные установки (ножницы, пилы, электродуговые или газосварочные резаки и горелки). В Маркуле (Франция) имеется резервуар для резки отходов плазменным резаком под водой. Вода выполняет функцию биологической защиты, ограничивая в то же время возможность загрязнения окружающей среды. В Саклэ (Франция) крупногабаритные предметы разделяют с помощью электродугового резака. Операторы работают в герметических костюмах на специальном столе, снабженном роликовым конвейером. Там же используют резак в виде пилообразных режущих пластин (36 разрезов в минуту). В Харуэлле (Англия) при узле сортировки работает установка для измельчения пластиковых материалов. Резка происходит в процессе прохождения материала между двумя рядами вращающихся и неподвижно закрепленных на корпусе пластин, в Карлсруэ (ФРГ) для разрезания фильтров применяют цепные и дисковые пилы.

Для измельчения металлических и других отходов Азовский завод кузнечно-прессового оборудования серийно выпускает гидравлические ножницы Н-2335 и Н-2338 с усилием 3,10 и 6,18 МН. Гидравлические ножницы большой мощности моделей Н-320, НО-340, Н-1600 с усилием соответственно 6,8; 9,8 и 15,7 МН изготавливает Новосибирский завод «Тяжстанкогидропресс» им. Ефремова. Это оборудование позволяет измельчать металллом, размеры которого не превышают размеры желоба 2 x 1 x 12 м. Наличие механизма подпрессовки позволяет резать громоздкий металллом: металлические конструкции, автомобили и т.д. При использовании, этого оборудования необходимо обеспечить условия надежной радиационной защиты обслуживающего персонала и окружающую среду.

Опыт работы АЭС и исследовательских центров показал, что от 40 до 80 % объема ТРО составляют органические материалы, захоронение которых без предварительной переработки обуславливает низкий коэффициент использования объема хранилищ и повышенную пожароопасность.

Твердые отходы обычно спрессовывают или сжигают. Производительность прессовальных установок составляет 50 ÷ 70 кг/ч при рабочем давлении до 20,0 МПа. Брикеты складывают в бочки и цементируют. При сжигании

горючих радиоактивных отходов их объем уменьшается в $40 \div 50$ раз, но образуются радиоактивные газы и зола. Газы, в которые переходит до 10% активности, перерабатывают в системе газоочистки, а золу смешивают с жидкими отходами низкой активности и отверждают.

Сжигание – один из эффективных методов используемым для переработки и концентрирования твердых отходов. Применение этого метода обычно дает уменьшение объема в $10 \div 15$ раз. Но при этом процессе происходит выделение большого количества радиоактивных газов и аэрозолей, в дополнение к остающемуся твердому пеплу. При сжигании, таким образом, необходима газоаэрозольная очистка газов. Оставшуюся радиоактивную золу цементируют или битумируют в блоки.

Химическая реакция горения представляет собой ряд элементарных процессов окислительно-восстановительного типа, в которых окислителем служит кислород воздуха, горючей массой – отходы.

В зависимости от состава отходов выбирается режим процесса для обеспечения полноты сгорания материала (исключения образования промежуточных продуктов – CH_4 , CO и др.) и отсутствия в газовой фазе взрывоопасных концентраций водорода. При этом тепловыделение в результате реакции окисления должно превысить отвод тепла из зоны реакции. Теплотворная способность основных компонентов отходов с учетом влажности и зольности колеблется в пределах $4000 \div 4600$ кДж/кг. В большинстве случаев температура процесса горения отходов составляет $900 \div 1000$ °С.

Разнообразие морфологического состава отходов и самые различные требования к процессу сжигания обусловили многообразие технологических схем этого процесса. В странах с развитой ядерной энергетикой наибольшее распространение получили двух- и трехкамерные печи. В них первая камера предназначена для сжигания или пиролитического разложения отходов, а вторая и третья камеры – для дожигания продуктов пиролитического разложения, поступающих из первой камеры. Несмотря на сложное оформление процесса, установки сжигания используются на различных объектах. В процессе сжигания достигается существенное сокращение объема отходов и возможность более надежного хранения концентратов (золы) после включения в химический инертную форму (цемент, битум, стекло). Процесс сжигания ТРО позволяет сократить их объем в $20 \div 100$ раз, а массу в $10 \div 20$ раз.

В НПО «Радон» (РФ) с 1982 г. эксплуатируется двухкамерная печь «Факел» по сжиганию ТРО исследовательских центров. Установка состоит из двухкамерной керамической печи и системы сухой газоочистки. В первой зоне происходит сушка и частичная газификация отходов, во второй – горение на колосниковой решетке, через которую подается основное количество воздуха, необходимого для сжигания. Система газоочистки состоит из воздушного высокотемпературного теплообменника, металлканевого фильтра, теплообменника – конденсатора и фильтра тонкой очистки на основе ультратонкого стекловолокна. Сжиганию подвергалась смесь бумаги, ветоши, древесины, резины с активностью до 4×10^7 Бк/кг. Максимальная производительность установки 80 кг/ч, температура в зоне горения 1000 °С. В ходе работы определен коэффициент уменьшения объема твердых отходов ($50 \div 70$), коэффициент очистки газоочистной системы достигал 5×10^4 . Определена зависи-

мость концентрации кислорода в печи, концентрации аэрозолей в газовой фазе от содержания полихлорвинила; поведение ^{137}Cs от концентрации аэрозолей и другие параметры. Анализ объектов внешней среды свидетельствует об отсутствии радиоактивных загрязнений во время работы установки [50].

Аналогичная установка сжигания ТРО с комбинированной газоочисткой пущена в эксплуатацию на Запорожской АЭС в 1987 г. В настоящее время разрабатывается установка сжигания УС-200 производительностью 20 кг/ч с подачей отходов из контейнера и узлом выгрузки и цементирования золы.

Уже в 1970-х годах работали установки сжигания во Франции на заводе в Маркуле производительностью 800 - 1000 кг/сутки и в центре Карадаш, в Канаде на АЭС «Брюс», и на АЭС в Японии. В Японии в настоящее время действуют 14 и строятся 6 установок сжигания низкоактивных ТРО производительностью 30 ÷ 150 кг/ч. Работают установки сжигания в Швеции, ФРГ, создаются в Нидерландах, Италии и других странах. Более 10 лет эксплуатируется установка сжигания в Швейцарии. Получаемая в результате сжигания зола включается в цемент, плавленный шлак, боросиликатное стекло, керамику. В 1988 г. фирма «Нукем» предложила двухкамерную печь производительностью 100 кг/ч, которая может сжигать текстиль, дерево, бумагу, пластмассы, резину, а также ЖРО, подаваемые через горелку. Выгрузка золы через камеру дожигания золы в стандартные бочки. Система очистки газов комбинированная (мокрая - сухая). Она включает ороситель-охладитель, мокрый скруббер, скруббер Вентури, теплообменник, подогреватель, фильтры Хелпа (фильтры тонкой очистки).

Фирма «Алнор» (Финляндия) в содружестве с фирмой «Студвик» (Швеция) предлагает трехкамерную печь. Отсутствие колосников в печи позволяет сжигать на ней плохосортируемые отходы. В зависимости от теплоотворной способности сжигаемых отходов производительность установки находится в пределах 200 ÷ 400 кг/ч. Активность отходов ограничивается 3,7 МБк/кг. Фильтрующая система отходящих газов сухая (теплообменник-охладитель, мешочные фильтры). Технический уровень установки не превышает уровня печей фирмы «Нукем».

В последнее время фирмами ФРГ, Австрии, Японии разработан процесс сжигания ТРО в одной камере шахтной печи, которая условно разделена на зоны пиролиза и интенсивного горения отходов. Керамические фильтры из карбида кремния заменяют камеру дожигания пиролитических газов. Их рабочая температура 800÷1000 °С. Срок службы таких фильтров 30÷600 часов. Снижение рабочей температуры до 600÷700 °С увеличивает срок службы до 1000÷1500 ч. Сложная конструкция шахтной печи при небольшой производительности (60÷100 кг/ч), частая замена керамических фильтров, высокая стоимость коррозионностойких конструкционных материалов, сложная автоматика, координирующая работу топливной форсунки, трех дозаторов воздуха и впрыскивающего воду устройства, сложный механизм золоудаления определяют высокую стоимость печи и трудности ее эксплуатации.

Подобные недостатки характеризуют также процессы сжигания отходов в печах с псевдосжиженным и кипящим слоем. К ним в этом случае прибавляется большое пылевыведение и громоздкая система газоочистки.

Своей простотой и рядом существенных преимуществ привлекает процесс пиролитического сжигания ТРО. Фирма «Онтарио Гидро» (Канада) выпускает серийно печи (рис. 17.1); перерабатывающие за один суточный цикл 2270 кг отходов, причем попутно в ней можно сжигать до 60 кг/ч жидких органических отходов. Печи эти двухкамерные. Первая камера пиролиза, вторая – форсажная. После охлаждения отходящих газов в теплообменнике они поступают в рукавные фильтры из синтетического материала. Низкая скорость газообразных продуктов сжигания ограничивает вынос твердой фазы из камеры пиролиза и способствует их эффективной очистке рукавными фильтрами. Печь способна перерабатывать не отсортированные отходы, однако содержание хлора в них должно быть минимально.

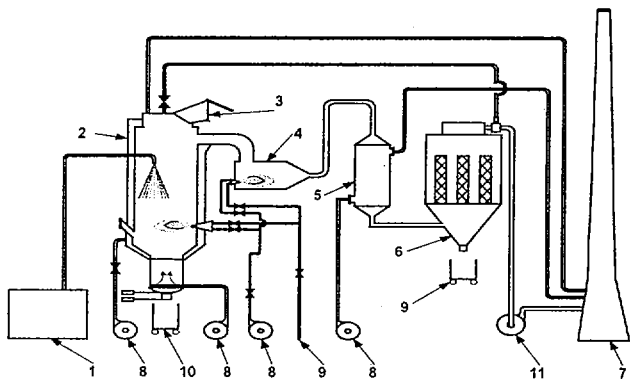


Рис. 17.1. Печь фирмы Онтарио Гидро.

- 1 - емкость для ЖРО, 2 - камера сжигания, 3 - загрузочный лоток, 4 - камера дожига,
5 - теплообменник, 6 - фильтр, 7 - венттруба, 8 - воздуходувки; 9 - топливо,
10 - контейнеры для золы, 11 - дымосос.

Наиболее сложные аппаратные решения заложены в установки, использующие высокотемпературный процесс сжигания ТРО с ошлакованием золы и получением конечного базальтоподобного продукта, пригодного для окончательного захоронения.

Установка FLK (Бельгия) предназначена для переработки α -содержащих отходов, которые предварительно измельчаются до размера меньше 60 мм, гомогенизируются, а затем с помощью шнекового питателя подаются в зазор между внутренним и наружным соосными конусами печи и опускаются в них по мере термического разложения; при этом они проходят стадии сушки, газификации, пиролиза, горения и оплавления шлака. Рабочая температура 1550 °С, производительность 100 кг/ч. Отходящие газы выходят в нижнюю высокотемпературную зону, где очищаются от технических примесей и аэрозольных загрязнений, проходят через расплавленный шлак.

Из последних экспериментальных установок наибольший интерес представляет проект установки, разрабатываемой лабораторией JNEL (США). В основу проекта положен метод высокотемпературного пиролиза отходов «Террас» фирмы Андр-Торракс. Температура процесса – 1650°С. Отходы

загружаются без предварительной обработки. Реактор выполнен в виде вертикальной шахтной печи, внутри которой, отсутствует колосниковая решетка и какие-либо движущиеся части. Отходы периодически загружаются в верхнюю часть реактора и под действием собственной массы опускаются сверху вниз, проходя стадии сушки, пиролиза, газификации, сгорания и плавления. Газы из зоны сгорания поднимаются сквозь слой отходов к отдают тепло в зону сушки и пиролиза. Коксовый остаток из зоны пиролиза поступает в зону сгорания и плавления, где поддерживается температура до 1650°C. Выходящий из печи газ дожигается в специальной камере. Морфологический состав отходов не нормируется, габаритные размеры отходов определяются размерами шахты. Процесс экономически целесообразен при сжигании значительного количества отходов. Значительное сокращение объема ТРО перед захоронением можно достигнуть прессованием, компактированием и суперкомпактированием.

Компактирование заключается в прессовании под давлением. В этом процессе объем уменьшается в 3 ÷ 10 раз для обычных видов радиоактивных отходов. Простейшей емкостью компактора является стальная бочка, используемая для транспортирования отходов. При компактировании прямо в транспортном контейнере устраняется один этап при обработке отходов и, тем самым, уменьшаются дозовые нагрузки на персонал. Установки по компактированию работают с гидравлическим приводом, который требует около одной минуты на цикл, и позволяет достигать усилия 10 ÷ 55 тонн.

Прессование неприемлемо к материалам» содержащим взрывчатые и пиродорные вещества, и технически трудно осуществимо для арматуры, крупногабаритных деталей и оборудования. Прессование сопровождается образованием запыленных воздушных потоков, поэтому оборудование следует размещать в изолированных герметичных помещениях с отсосом воздуха и его очисткой перед выбросом в атмосферу.

Для обеспечения изоляции радионуклидов при захоронении спрессованные брикеты заливают цементом в бочках или в хранилище. Одним из методов уплотнения кусков оболочек ТВС является прессование в брикеты с последующей заливкой оставшихся пустот сплавами на основе свинца, олова и сурьмы с присадками других металлов и заключением образующегося продукта в контейнеры для хранения (Бельгия, ФРГ). Другой метод представляет собой включение кусков оболочек в бетон после их уплотнения с помощью специальной прокатной машины (ФРГ). Возможно также включение твердых отходов в матрицу из 80% графита и 20% серы с прессованием и нагреванием до 150°C (ФРГ), включение в расплав стекла (Франция, США), а также смешение измельченных оболочек с порошком алюминия, прессование и спекание при 450°C (ФРГ) или с порошком Al_2O_3 с последующим прессованием и спеканием при 1200°C (Франция).

Первые установки прессования ТРО были созданы в 60-х годах. Широкое распространение получило прессование ТРО в кипы с постоянной площадью сечения и толщиной, определяемой количеством отходов и их физическими свойствами.

В Англии для прессования в кипы и непосредственного обжаривания использовали установки с плунжером, приводимым в действие сжатым возду-

хом, с усилием 8,5 и 10 МН. При прессовании в кипы объем сокращался в 2,5 раза, при обжати — в 5 раз. Очистка воздуха осуществлялась на стекловолоконистых и стеклобумажных фильтрах в три стадии. Эффективность очистки воздуха 99,995%.

В Саклэ (Франция) с 1964 г. эксплуатируется установка, уплотняющая ТРО в бочках. В один 800-литровый контейнер зарессовывается 5÷20 штук 220-ти литровых бочек. Затем пакет спрессованных бочек цементируется в едином блоке. Прессование ведут с усилием 0,4 МН. Использование этой установки позволило снизить стоимость цементации и захоронения одной бочки более чем в 5 раз.

В США выпускаются восемь типов конструкции прессов, которые предназначены для обработки РАО. В конце 70-х годов в Маундской лаборатории установлен пресс, уплотняющий ТРО в 208-ми литровые бочки. В национальной научной лаборатории в Айдахо и на заводе в Роки-Флетс ТРО прессуют в тюки, причем в Роки-Флетс отходы перед прессованием измельчают до 5 мм и помещают в фиберглассовые упаковки.

В Голландии разработан и эксплуатируется пресс усилием 1,8 МН. С его помощью достигается уменьшение объема ТРАО в $6 \div 10$ раз.

В последнее время в мировой практике стали применять для прессования отходов компакторы и суперкомпакторы высокого давления. Мобильный компактор фирмы «Вестингауз» (США) с горизонтальным усилием прессования 10 МН прессует отходы вместе 9 барабанами объемом 200 л до плотности получаемого брикета 1000 кг/м^3 . Прессование происходит в гильзе. Брикеты помещают в бочки и цементируют. Пресс транспортабелен.

Фирма «Ганза Проект» предлагает установку прессования ТРО с низким уровнем активности. В ее состав входит модуль подготовки отходов (измельчитель, классификатор); модуль загрузки отходов и предварительного прессования в барабаны; суперкомпактор прессующий барабаны с отходами; модуль цементирования спрессованных барабанов в стандартных бочках.

Фирма «Нукем» предлагает комплекты оборудования для переработки подобным способом ВАО, включая α -активные. В отличие от фирмы «Ганза Проект» она предлагает наиболее современное оборудование, например, компактор НФС с усилием прессования 24 МН, который имеет небольшие размеры и массу, в герметичном исполнении, с подъемными устройствами, смонтированными непосредственно на прессе, с независимым расположением гидроагрегата (масляная станция), сменным инструментом, позволяющим прессовать барабаны различного объема. В комплект оборудования фирмы «Нукем» могут входить: кессон, где работают в защитных пневмокостюмах, пресс с усилием 2 МН для превращения отходов в лом и шлюзы. Производительность 20÷40 барабанов в час.

Пресс «Радон» развивает усилие 4,9 МН и позволяет перерабатывать до 3 м^3 отходов в час при коэффициенте концентрирования $2 \div 10$. Совместно с венгерскими специалистами разработана и изготовлена установка прессования ТРО 1-й и 2-й групп загрязненности в бочки объемом 200 л. Установка работает на Запорожской АЭС. Усилие прессования — 0,5 МН, уменьшение объема в результате прессования $4 \div 8$ раз в зависимости от морфологического состава отходов.

При хранении ТРО в бетонных хранилищах навалом целесообразно применять метод прессования отходов в брикет. Установки «Брикет» Перловского экспериментального завода (РФ) используются на АЭС с 1883 г. Обслуживание их связано с применением ручного труда, поэтому в настоящее время их производство приостановлено [50].

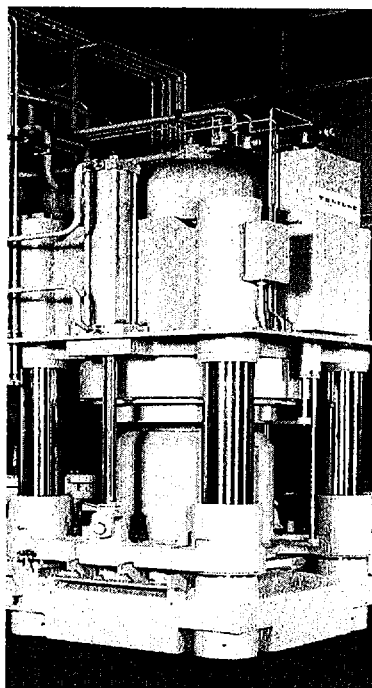
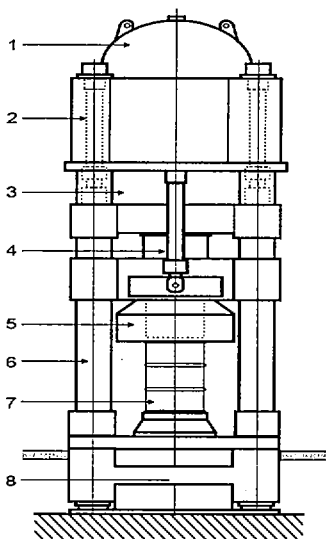


Рис. 17.2. Гидравлический пресс усилием 20 МН (Голландия, FONTIJNE).

1 - крышка цилиндра; 2, 4 - вспомогательные цилиндры; 3 - главный цилиндр; 5 - пресс-форма; 6 - направляющая колонна; 7 - бочка с ТРО; 8 - станина.

Суперкомпактирование. В другой разновидности компактора – суперкомпакторе – применяется пресс, развивающий усилие 1500 – 2000 тонн (15-20 МН). В мировой практике для этого обычно применяются гидравлические прессы. В суперкомпакторе происходит прессование контейнеров, в которых производилось предварительное компактирование (рис. 17.2).

После сжатия, сплюснутые бочки укладываются в упаковочный контейнер для перевозки на предприятие по захоронению. С помощью компьютера учитывается индивидуальный вес каждой спрессованной бочки и производится их сортировка для максимального использования объема контейнера.

Проблемы радиационной защиты при компактировании и суперкомпактировании возникают в связи с аэрозольной активностью, которая сопутствует прессованию отходов. Компакторы таким образом должны снабжаться вентиляцией с фильтром для устранения образующихся аэрозольных частиц.

К тому же необходимо уделять внимание возрастающему уровню внешнего излучения связанному с компактированными отходами, особенно при суперкомпактировании.

В Англии, компанией BNFL Engineering, дочерним предприятием British Nuclear Fuels, разработан совместно с голландской компанией Fontijnе Holland B.V. первый в мире пресс-суперкомпактор мощностью 2000 т для уплотнения твердых радиоактивных отходов.

Системы гидравлических цилиндров и трубопроводов в разработанном проекте спроектированы так, чтобы сосредоточить их за пределами защищенной камеры уплотнения, позволяя таким образом вручную производить их техническое обслуживание. Количество сосредоточенных в камере деталей, подвергаемых техническому обслуживанию, было снижено до минимума, и все это было тщательно спроектировано таким образом, чтобы все эти детали легко можно было заменить или обслужить, используя стандартные дистанционные приспособления.

В этом проекте используются две высокомошные системы гидропрессования, по уменьшению объема 200-литровых канистр с твердыми радиоактивными отходами в защитной камере уплотнения. Камера уплотнения изготовлена из стали толщины около 300 мм. Общий вес уплотнителя и камеры составляет около 300т.

Поршень-штамп основного гидроцилиндра обеспечивает силу сжатия в 20000 кН, а вспомогательные цилиндры для отвода поршня и приведения в действие опалубки смонтированы наверху защитной камеры уплотнения.

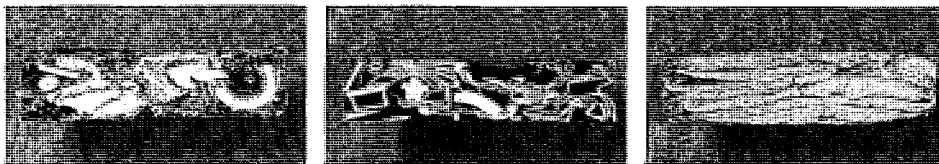


Рис. 17.3. Поперечное сечение уплотненной 200 л бочки на суперкомпакторе.

а - электродвигатели ($\rho - 3,4 \text{ кг/дм}^3$). б - металллом ($\rho - 3,0 \text{ кг/дм}^3$).
в - бумага, тряпки, ($\rho - 0,9 \text{ кг/дм}^3$).

Установлено, что при усилиях 10-20 МН сокращение объема в $2 \div 3$ раза достигается для полиэтиленовых материалов и резины, в $5 \div 7$ раз – для золы и несгоревших отходов, в $4 - 6$ раза для бумаги, картона, спецодежды, обуви и в $8 \div 10$ раз – для малогабаритных металлических отходов (рис.17.3).

В начале операционного цикла 200-литровая канистра с отходами перемещается из сушильной полости в камеру уплотнения при помощи тележки. Тележка подводится в камеру, используя механизм зубчатой передачи. Два централизованных манипулятора обеспечивают правильное расположение канистры непосредственно под поршень-штампом до того, как опалубка опускается вокруг канистры, сжимая тележку на ее подвеске.

Во время уплотнительного удара объем канистры, при сдавливании ее в шайбу, уменьшается на 60%. Уборка опалубки освобождает шайбу, что разрешает тележке вернуть шайбу в сушильную полость.

Как только тележка выезжает из камеры уплотнения, специально спроектированная измеряющая система определяет высоту шайбы. Компьютерная система совместно с радиоактивным оборудованием использует эти измерения для оптимизации количества шайб, которые могут быть помещены в 500-литровый экспортный барабан. Полный цикл уплотнения составляет около 11 минут.

Поставка твердых радиоактивных отходов была предложена некоторыми европейскими и американскими фирмами. После всесторонней оценки заявок BNFL Engineering компания Fontijne получила заказ на изготовление двух суперкомпакторов в апреле 1996 года. Оба суперкомпактора поставлены в июне 1999 года.

При выборе технологии переработки ТРО большое значение имеет экономический фактор. Поэтому в ряде стран проведены расчеты экономических затрат и их сопоставление на осуществление процессов прессования и сжигания. Стоимость строительства установки прессования намного меньше, чем установки сжигания. Однако при длительной эксплуатации установок стоимость их строительства мало влияет на их рентабельность. Кроме того, большая степень уменьшения объема ТРО при сжигании приводит к наибольшей степени использования дорогостоящих хранилищ. Низкая стоимость установки прессования определяет выбор этого метода для АЭС с малыми объемами отходов. Там же, где стоимость установки сжигания составляет небольшой процент от всех капиталовложений (большие АЭС, центр переработки ТРО), переработка больших количеств органических отходов сжиганием может быть экономически оправдана.

Устройство хранилищ твердых РАО непосредственно на площадке АЭС, с точки зрения охраны окружающей среды, считается промежуточным. Окончательное захоронение предлагается в глубокие геологические формации в специально построенных подземных помещениях, где может быть гарантирована сохранность упаковок РАО на сотни и тысячи лет.

На сегодняшний день для обезвреживания РАО применяется метод выдержки их в условиях изоляции до полного распада радионуклидов. Долговременное хранение и захоронение радиоактивных отходов разрешается только в специально предназначенных для этого хранилищах радиоактивных отходов. Количество радионуклидов, подлежащих долговременному хранению или захоронению регламентируются нормами, правилами и стандартами по ядерной и радиационной безопасности. Захоронение короткоживущих, низко- и среднеактивных РАО в твердом состоянии может осуществляться в приповерхностных и подземных хранилищах.

Короткоживущие высокоактивные отходы должны помещаться во временные (буферные) хранилища с эффективным отводом тепла и биологической защитой. По мере превращения их (вследствие радиоактивного распада) в средне- и низкоактивные РАО они должны захораниваться в приповерхностные и подземные хранилища.

Долгоживущие РАО подлежат захоронению только в твердом состоянии, в стабильных геологических формациях с обязательным переводом их во взрыво-, пожаро- и ядерно-безопасную форму, которая гарантирует локализацию отходов в пределах горного отвода недр.

Глава 18. Отработавшее ядерное топливо

Особым видом высокоактивных твердых отходов считается отработавшее ядерное топливо (ОЯТ). В Украине отработавшее ядерное топливо законодательно не признано радиоактивными отходами и подлежит долговременному хранению (ст.17 Закона Украины «Об обращении с радиоактивными отходами»).

Все входящие в состав ОЯТ продукты деления и актиноидные элементы в разных комбинациях переходят в разные виды радиоактивных отходов. Предотвращение попадания в окружающую среду этих радионуклидов – безусловное требование, которому должны удовлетворять способы хранения и перевозки отработавшего ядерного топлива (ОЯТ).

Ядерное (урановое) топливо основной компонент загружаемых в реактор тепловыделяющих элементов (ТВЭЛов) и тепловыделяющих сборок (ТВС). Топливные таблетки из диоксида урана защищены от прямого контакта с теплоносителем оболочками ТВЭЛов, обычно выполняемыми из циркониевых сплавов.

Таблица 18.1. Изменение состава топлива легководного реактора ВВЭР в результате облучения (на 100 кг)

Отвальный уран на хранение	Состав природного урана	Обогащ.	Состав свежего топлива	Количество выгоревшего топлива	Состав отработавшего топлива
^{238}U – 897,3 кг ^{235}U – 2,7 кг Всего – 900 кг	^{238}U – 993 кг ^{235}U – 7 кг Всего – 1000 кг	3,3 %	^{238}U – 96,7 кг ^{235}U – 3,3 кг Всего – 100 кг	^{238}U – 2,4 кг ^{235}U – 2,5 кг Всего – 4,9 кг	^{238}U – 94,3 кг, ^{235}U – 0,8 кг, ^{239}Pu - ^{241}Pu – 0,89 кг Продукты деления - 4,01 кг Итого – 100 кг
		4,4 %	^{238}U – 95,6 кг ^{235}U – 4,4 кг Всего – 100 кг	^{238}U – 1,57 кг ^{235}U – 3,14 кг Всего – 4,71 кг	^{238}U – 94,03 кг, ^{235}U – 1,26 кг, ^{239}Pu - ^{241}Pu – 0,74 кг Продукты деления - 3,97 кг Итого – 100 кг

Степень использования уранового топлива на АЭС зависит прежде всего от типа реактора. В реакторах на быстрых нейтронах, т. е. в реакторах без замедлителей нейтронов, возможно наиболее полное использование уранового топлива. Реакторы на тепловых нейтронах имеют в своем составе замедлители. Такие реакторы с водным теплоносителем и замедлителем, наиболее распространенные в настоящее время, требуют обогащения природного урана за счет повышения и нем содержания делящегося изотопа ^{235}U , которого в природном уране всего 0,7%.

В таблице 18.1 и 18.2 приведен усредненный типичный радиохимический состав свежего и отработавшего ядерного топлива легководных реакто-

ров ВВЭР и РБМК с разным обогащением по ^{235}U , а также продукты наработки в результате облучения в расчете на 100 кг ядерного топлива в открытом, т. е. незамкнутом топливном цикле.

В реакторах ВВЭР-1000 используется топливо с обогащением по ^{235}U до 4,4%. Прежде всего обращает на себя внимание значительное количество отвалного (обедненного) урана. При расчетах исходным являлось получение 100 кг урана, обогащенного по ^{235}U до 4,4%. Соответственно получалось отвалного урана 900 кг, из них ^{235}U 2,7 кг (0,3%), а ^{238}U 897,3 кг. Таким образом, в отвал уходит около 90% добытого урана и лишь 10% попадает в реактор.

Таблица 18.2. Изменение состава топлива легководного реактора РБМК в результате облучения (на 100 кг)

Отвалный уран на хранение	Состав природного урана	Обогащ.	Состав свежего топлива	Количество выгоревшего топлива	Состав отработавшего топлива
^{238}U – 897,3 кг ^{235}U – 2,7 кг Всего – 900 кг	^{238}U – 993 кг ^{235}U – 7 кг Всего – 1000 кг	1,8 %	^{238}U – 98,2 кг ^{235}U – 1,8 кг Всего – 100 кг	^{238}U – 2,04 кг ^{235}U – 1,2 кг Всего – 3,24 кг	^{238}U – 96,16 кг ^{235}U – 0,6 кг ^{239}Pu – ^{241}Pu – 0,441 кг Продукты деления – 2,79 кг Итого – 100 кг
		2,0 %	^{238}U – 98,0 кг ^{235}U – 2,0 кг Всего – 100 кг	^{238}U – 2,24 кг ^{235}U – 1,38 кг Всего – 3,62 кг	^{238}U – 96,74 кг, ^{235}U – 0,62 кг ^{239}Pu – ^{241}Pu – 0,459 кг Продукты деления – 2,18 кг Итого – 100 кг
		2,4 %	^{238}U – 97,6 кг ^{235}U – 2,4 кг Всего – 100 кг	^{238}U – 3,23 кг ^{235}U – 1,62 кг Всего – 4,85 кг	^{238}U – 96,64 кг, ^{235}U – 0,91 кг ^{239}Pu – ^{241}Pu – 0,466 кг Продукты деления – 1,98 кг Итого – 100 кг

Видно, что из каждых 100 кг урана, загружаемых в реактор и находящихся в нем в течение определенного промежутка времени (в ВВЭР примерно 3 года), выгружаются те же 100 кг, но с другим нуклидным составом, в том числе 2 кг неиспользованного делящегося материала (1,26 кг ^{235}U , а также 0,74 кг ^{239}Pu и ^{241}Pu). Из 4,4 кг загруженного ^{235}U «выгорает» 4,4 – 1,26 = 3,14 кг. Следовательно, в реакторе образуется $0,5 \times 3,14 = 1,57$ кг плутония, из которых «выгорает» $1,57 - 0,74 = 0,83$ кг Pu. Таким образом, в ядерном реакторе типа ВВЭР-1000 используется 3,97% обогащенного урана или 0,397% природного урана.

В реакторах на тепловых нейтронах с водным теплоносителем использовать обедненный уран невозможно. Но использование природного и даже обедненного урана вполне возможно в реакторах на быстрых нейтронах или в быстрых реакторах (БР). В этом причина и необходимость создания таких мощных промышленных энергетических реакторов, требующих для своего охлаждения специальных теплоносителей, например жидкого натрия. Эти реакторы характеризуются зоной воспроизводства, в которой размещается обедненный уран для получения из него плутония и последующего его деления.

Но для функционирования таких реакторов в их активную зону необходимо загружать или уран, обогащенный по ^{235}U до 25%, или лучше плутоний, который может быть выгружен из тепловых реакторов. Это означает, что длительное время будут сосуществовать «тепловые» и «быстрые» реакторы. Когда говорят, что урана для энергетических реакторов хватит на 500 и более лет, то имеют в виду также использование обедненного урана.

Вот почему для многих стран задача создания реакторов на быстрых нейтронах считается важнейшей.

Отработавшее топливо АЭС содержит очень большое количество радиоактивных веществ, которые, даже после извлечения из активной зоны реактора, продолжают распадаться с выделением значительных количеств тепла.

Кроме этого, период полураспада некоторых продуктов деления, таких, как изотопы плутония, америдия и др. составляют сотни и тысячи лет. Поэтому обращение с такими отходами требует соблюдения специальных мер предосторожности. Вопрос окончательного захоронения таких видов отходов до настоящего времени однозначно не решен.

В настоящее время имеются два альтернативных метода по обращению с использованным топливом (рис. 18.1). При первом методе отработавшее топливо возвращается на перерабатывающий завод, что позволяет вернуть в цикл уран и плутоний. При этом, естественно, образуется большое количество жидких радиоактивных отходов. Эти отходы собираются во временные хранилища для жидких отходов, а затем отходы могут быть переведены в ту или иную твердую фазу и только потом отправлены в построенные наземные хранилища, где будут храниться в течение приблизительно 50 лет. В конечном счете, отходы будут захоронены в подходящих геологических образованиях или на морском дне.

В качестве примера можно привести Великобританию. Почти все высокоактивные отходы английской ядерной промышленности, собранные за последние 25 лет, хранятся в 15 емкостях в Селлафилде. Всего в них содержится около 1000 м^3 жидкости.

Емкости из нержавеющей стали заключены в бетонные камеры, которые сами облицованы нержавеющей сталью. Сделано это для обеспечения удержания отходов при таком невероятном событии, как разрушение первичной емкости. Пространство между емкостями и камерами контролируется и доступно, имеются средства для перемещения содержимого в случае необходимости в свободные емкости. Тепло отводится с помощью нескольких независимых наборов охлаждающих змеевиков. Камеры из армированного бето-

на, в которых находятся емкости, обычно имеют стены толщиной 2 м и защищают операторов от прямого облучения.

При условии нормального охлаждения радиологическая опасность, по существу, отсутствует. При чрезвычайно невероятном случае полной потери теплоносителя (оцениваемом с вероятностью 10^{-6} за каждый год эксплуатации) потребуются часы до того момента, как содержимое закипит, и дни до полного его выпаривания. Это является достаточным сроком для проведения восстановительных работ. В течение периода сильного энерговыделения из продуктов деления хранение их в жидкой фазе облегчает охлаждение.

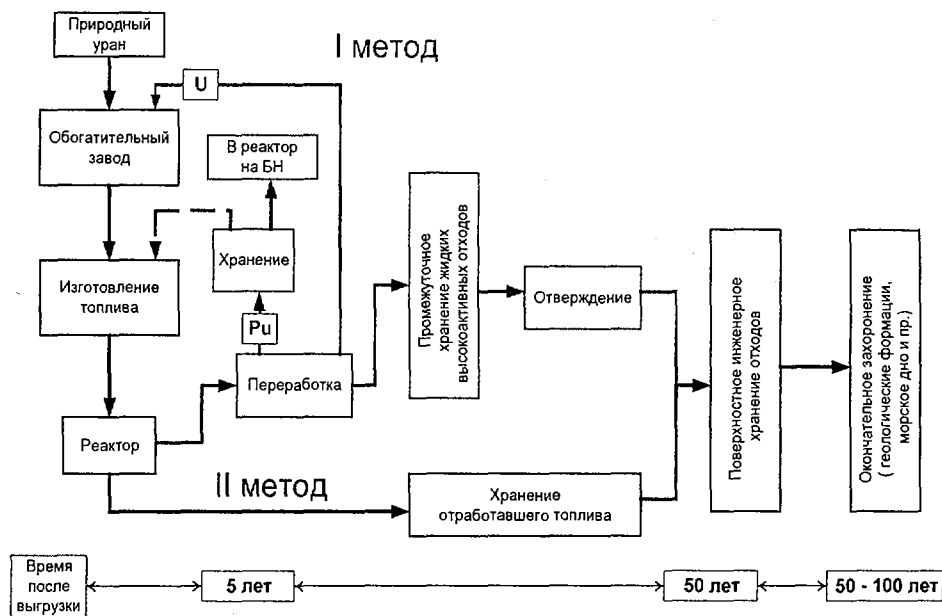


Рис. 18.1. Методы обращения с ОТВС.

При использовании второго метода, отработанное топливо хранится либо на реакторной площадке, либо вдали от нее, в специально созданных хранилищах отработавшего топлива. Затем оно подвергается окончательному захоронению.

Топливо можно выдерживать под водой и бассейнах охлаждения в течение 10 или более лет. Состояние развития ядерных программ таково, что окончательное решение о последующей фазе обращения с радиоактивными отходами, а именно о хранении их в созданных хранилищах на поверхности земли, потребует принять только в последующие несколько лет. С одной стороны, возможно, например, продолжить хранение топлива под водой, с применением, скажем, дополнительных оболочек для предотвращения распространения заражения и больших объемах водяных хранилищ.

Хранение отработавшего ядерного топлива – необходимый и обязательный этап как замкнутого, так и «открытого» топливного цикла. Естественно, хранилища ОЯТ имеются во всех странах мира, где строятся АЭС [54].

Отработавшее топливо, выгруженное из реакторов АЭС, направляют на временное или долговременное хранение в хранилища при реакторах, в отдельно стоящие хранилища при АЭС, в региональные, национальные хранилища и в хранилища на заводах регенерации. Срок хранения зависит от выбранной концепции обращения с отработавшим топливом. Ее выбор зависит от существующих в стране социальных, экономических, законодательных и политических условий, а также от энергетических потребностей, преобладающих в данное время. Срок хранения топлива перед переработкой в разных странах варьируется от полугода до 10 лет. Оптимальное время выдержки для типового завода регенерации составляет примерно 3 года.

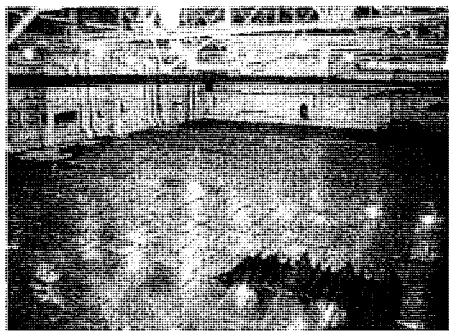


Рис. 18.2. Общий вид на бассейны выдержки ОЯТ на ХОЯТ.

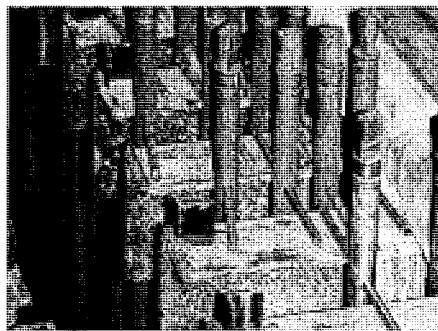


Рис. 18.3. Хранение отработавшего топлива (ОЯТ) в бассейне выдержки ХОЯТ

Промежуточное (временное) хранение отработанного ядерного топлива может быть предусмотрено в хранилищах двух типов. Так называемые «мокрые» ХОЯТ предусматривают хранение в охлаждаемых водой бассейнах (рис. 18.2, 18.3). А хранилища «сухого» типа охлаждаются воздухом. В водных хранилищах может быть организовано чехольное и стеллажное хранение. На АЭС чаще используют стеллажное хранение, на заводах регенерации – чехольное.

На АЭС Украины, как и на АЭС бывшего СССР предусмотрено сооружение хранилищ при реакторах и отдельно стоящих хранилищ при АЭС. Они не имеют принципиальных отличий, а различаются только объемом: хранилища при реакторах рассчитаны на 3 года выдержки, отдельно стоящие хранилища при АЭС – на 10 лет. Хранилища на заводах регенерации – на 1 год работы завода.

Для АЭС наиболее общепринятой считается схема, предусматривающая выдержку отработанных ТВС (ОЯТ) в специальных хранилищах отработанного ядерного топлива (ХОЯТ) на промплощадке АЭС.

Отработавшее ядерное топливо должно перегружаться в так называемый бассейн выдержки, размещенный в реакторном зале и далее в бассейнах выдержки хранилищ отработанного ядерного топлива (ХОЯТ). Оно находит-

ся там до десятка лет. Столь долгая выдержка нужна, чтобы снизить радиоактивность. Если учесть, что в реактор мощностью 1000 МВт загружают около $180 \div 204$ тонн топлива, то за пять лет работы только одного энергоблока на территории АЭС скапливается до 300 тонн радиоактивных отходов.

Типовое отдельно стоящее хранилище отработавшего топлива (рис. 18.4) состоит из трех основных отделений: приема, перегрузки и выдачи транспортных контейнеров, хранения топлива, технологических систем и служб обеспечения условий хранения топлива.

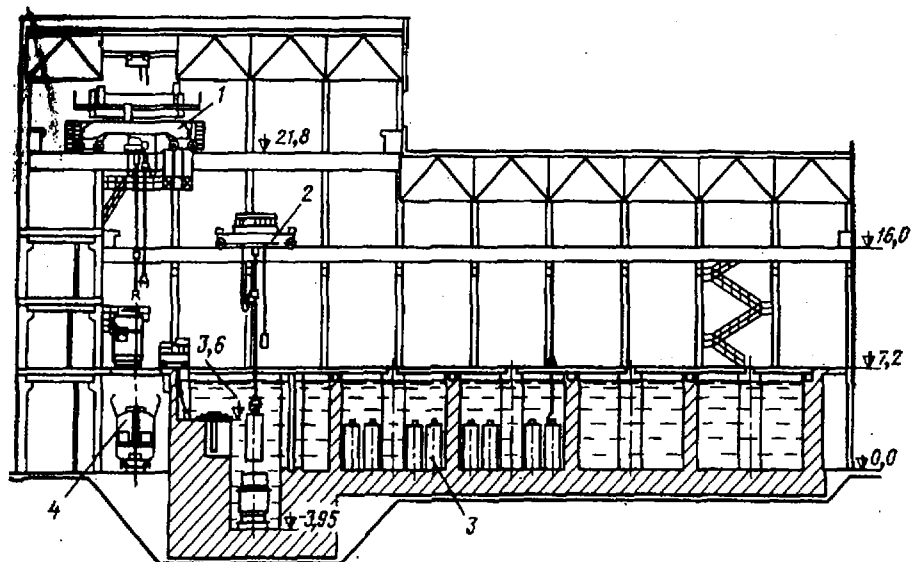


Рис. 18.4. Типовое хранилище отработавшего топлива (продольный разрез).

1 - кран мостовой 125/20 т; 2 - кран мостовой 15 т; 3 - чехол со сборками; 4 - вагон-контейнер.

Отделение приема и перегрузки транспортных контейнеров состоит из транспортного коридора и зала перегрузки. Транспортный коридор расположен под залом перегрузки и соединен с ним закрываемым проемом для передачи контейнеров. В зале перегрузки имеются отсек перегрузки контейнеров, отсек промывки и перегрузки сборок ТВЭЛов, шахты обмывки и дезактивации контейнеров, шахты приспособлений и инструмента, а также участок мелкого ремонта технологического оборудования. Отсеки перегрузки и промывки соединены передаточным коридором с отсеками хранения отработавших сборок.

Зал перегрузки оборудован мостовым краном, площадкой с гайковертами для снятия крышки контейнера, стендами технологического контроля загруженных контейнеров, траверсой для переноски контейнеров, штангой для крышки контейнера и чехла и другим инструментом. необходимым для перегрузочных работ.

Отделение хранения отработавшего топлива состоит из бассейна, заполненного водой, и транспортного зала. Бассейн имеет четыре отсека, в которые устанавливаются на хранение чехлы с отработавшими сборками, и передаточный коридор, соединяющий все отсеки бассейна между собой, а также с отсеками перегрузки и обмывки сборок. Отсеки бассейна соединены с передаточным коридором гидрозатворами для возможности разделения отсеков по технологическим условиям и проведения ремонта. Стены и дно бассейна покрыты двойной металлической облицовкой из углеродистой и нержавеющей стали.

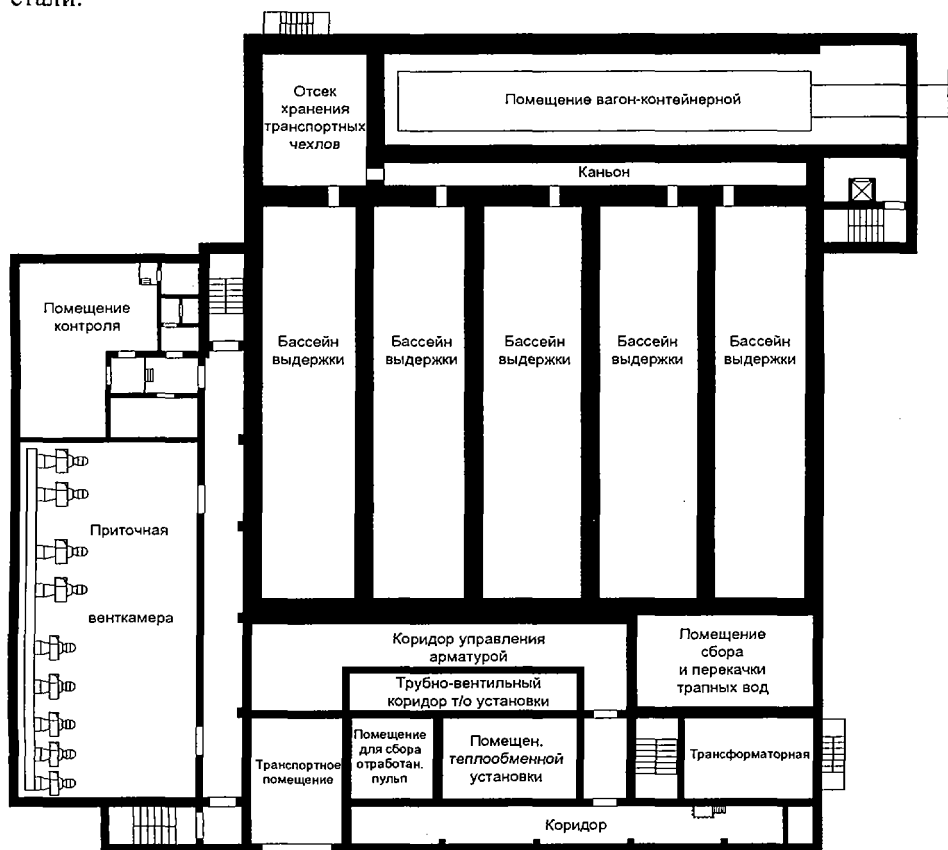


Рис. 18.5. План на отм. + 6,00 «мокрого хранилища» для отработавшего ядерного топлива (ХОЯТ-1) Чернобыльской АЭС.

В случае протечек вода попадает в зазор между облицовками. Ее собирают и возвращают в отсеки бассейна. Контроль за состоянием облицовки каждого отсека бассейна практически исключает утечки радиоактивной воды из бассейна. Отсеки бассейна имеют щелевое перекрытие, которое обеспечи-

вает нормальные условия работы персонала. Щели перекрытия являются транспортными путями развозки чехлов с топливом, необходимыми для расстановки чехлов в отсеках бассейна в заданном порядке.

Над бассейном располагается транспортный зал хранилища. Он оборудован мостовым краном, штангами и захватами для перевозки чехлов, светильниками и телевизионной переносной установкой для наблюдения под водой за чехлами и сборками.

Отделение технологических систем и служба обеспечения условий хранения отработавшего топлива представляет собой пристройку к хранилищу, в которой размещены системы охлаждения и очистки вод бассейна, технологической и сантехнической вентиляции, электроснабжения хранилища, обмывки и дезактивации контейнеров, спецоборудования и помещений, а также пультовая и операторская по управлению и контролю, санпропускник, административные и другие помещения.

Например, действующее сейчас хранилище ХОЯТ-1 Чернобыльской АЭС (рис. 18.5) состоит из 5-ти бассейнов выдержки: 4-х рабочих и 1-го резервного. Хранение отработавших сборок предусмотрено поштучно в специальных трубчатых пеналах, залитых водой, с расстановкой пеналов в бассейне с шагом 23 x 11 см.

Отработавшее топливо хранят под защитным слоем воды (3,0 м над активной частью ТВС). Такой способ надежен. При этом для технологических процессов перегрузки и хранения топлива используют незначительное количество простого оборудования. Одновременно обеспечиваются биологическая защита в процессе выполнения всех технологических операций при прямом визуальном контроле и постоянный надежный отвод тепла от сборок.

Хранение отработавших сборок в бассейнах осуществляется двумя способами: либо на стеллажах поштучно, либо в многоместных чехлах, устанавливаемых на дно бассейна. В рассматриваемом хранилище отработавшие сборки хранят в чехлах, применение которых имеет целый ряд важных технологических и экономических преимуществ по сравнению со стеллажным способом: во-первых, наличие чехла обеспечивает защиту сборок от механических повреждений и исключает дополнительные перегрузки, неизбежные при стеллажном способе хранения; во-вторых, отпадает необходимость в мостовом координатном перегружателе, так как перегрузки и перевозки чехлов со сборками твэлов выполняются одним мостовым краном. С помощью этого же крана проводят и ремонтно-профилактические работы в бассейне. Чехольный метод хранения позволяет быстро и оперативно подготовить отсек бассейна к ремонту перегрузкой чехлов в резервный отсек. При стеллажном методе отсек освобождают перегрузкой отдельных сборок, что требует значительно больше времени. Кроме того, после перегрузки со дна бассейна необходимо удалять стеллажи, что очень трудоемко. Следует отметить, что на изготовление чехлов и стеллажей расходуется примерно одинаковое количество нержавеющей стали.

Для поддержания нужного качества воды в бассейне предусмотрена очистка ее по двухступенчатой схеме: на первой ступени воду очищают от взвешенных продуктов коррозии, а на второй – от растворенных солей. На

обеих ступенях одновременно производят очистку от радиоактивных загрязнений.

На первой ступени применяют намывные фильтры патронного типа с использованием вспомогательного фильтрующего материала – перлита и насыпные фильтры с катионитом в качестве фильтрующего материала. Вторую ступень выполняют в виде двух фильтров с раздельной загрузкой катионита и анионита или в виде одного фильтра смешанного действия (ФСД).

Транспортировка отработавших ТВС в ХОЯТ из главных корпусов (блоков) производится по железнодорожному пути промплощадки в специальном вагон-контейнере (рис. 18.6, 18.7).

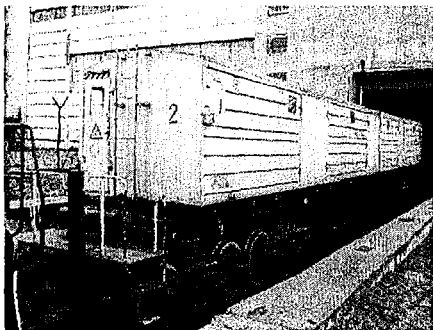


Рис. 18.6. Вагон-контейнер для перевозки ОТВС.

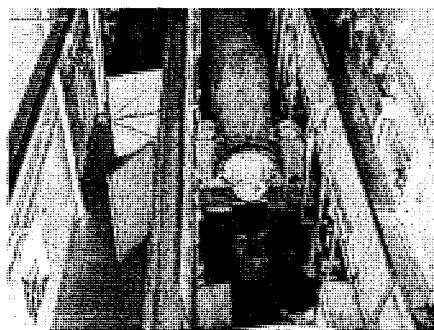


Рис. 18.7. Вагон-контейнер для перевозки ОТВС с открытыми люками.

Загрузка в контейнер и выгрузка отработанных ТВС осуществляется без снятия его с вагона, для чего контейнер разворачивается на 90 градусов в продольной плоскости. Чехол с ТВС из вагон-контейнера отправляется на узел перегрузки, и далее ОТВС перемещаются в бассейн выдержки ХОЯТ. Проектом ХОЯТ также предусматриваются обратные системы охлаждения бассейнов и очистки.

С другой стороны, может быть принята система сухого хранения (рис. 18.8). В этом случае использованные топливные элементы помещаются в толстостенные высокопрочные канистры и располагаются вертикально или горизонтально внутри бетонных ячеек модулей, имеющих индивидуальную защиту. Эти модули размещаются на открытом воздухе и охлаждаются за счет создаваемой естественной конвекции. По такому принципу работает хранилище на Запорожской АЭС и ведется строительство ХОЯТ-2 на Чернобыльской АЭС о которых более подробно сказано в одном из нижеследующих разделов.

Хранение в этих модулях может продолжаться 50-100 лет, в течение которых уровень радиоактивности постепенно спадает, как и мощность энерговыделения. Хранение на поверхности земли в течение длительных периодов времени является предпочтительным, так как охлаждение естественной конвекцией и постоянные проверки контейнеров легко организовать. В конце концов мощность энерговыделения понизится до уровня, позволяющего хранение без специально обеспеченного охлаждения естественной конвекцией.

На этой стадии может быть рассмотрено долговременное захоронение. Ниже мы рассмотрим более подробно эти методики обращения с ОТВС.

На Запорожской АЭС в 2000 году сооружено, так называемое, «сухое» хранилище и в настоящее время оформляется разрешение на его эксплуатацию. На Чернобыльской АЭС по контракту между Национальной атомной энергогенерирующей компанией «Энергоатом» и консорциумом Framatome от 07 июля 1999 года № 0-2/2/033 начато сооружение ХОЯТ-2, «сухого» модульного хранилища ОТВС, которое не требует громоздкой системы водяного охлаждения, на условиях сдачи «под ключ» к декабрю 2001 г. и вводом в эксплуатацию в июле 2003 года. О их особенностях и различиях сказано ниже.

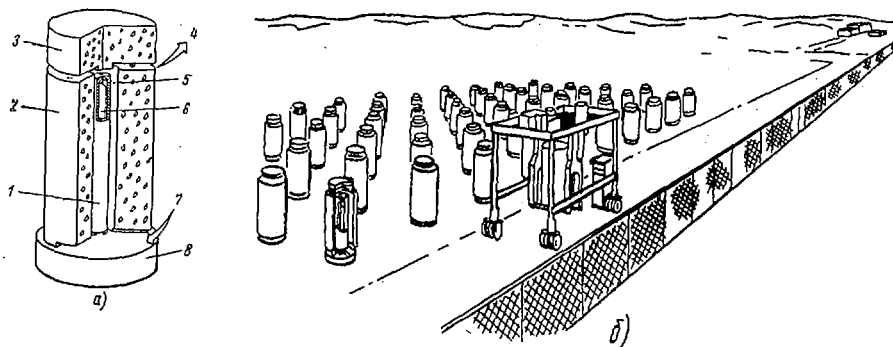


Рис. 18.8. Концепция хранения ОТВС в запечатанных емкостях. Бетонный бочонок (а) и район хранения (б).

1 - емкость из углеродистой стали; 2 - бетонная защита от нейтронов и γ -излучения; 3 - крышка; 4 - выход воздуха; 5 - кольцевой канал для прохода воздуха шириной 15 см; 6 - канистра (внешний диаметр 32 см, высота 3,05 м). Канистра рассчитана на выделение 5 кВт тепла за счет распада. Температура поверхности 260 °С; 7 - вход воздуха (27 °С); 8 - бетонное основание.

Зарубежные хранилища лучше всего представлены в проектах АЭС и завода регенерации Франции. Хранилища ОЯТ на АЭС во Франции однотипны по конструкции и отличаются только объемом: на АЭС с реакторами PVR – объем на 240 суток выдержки выгруженных ОТВС + объем на случай аварийной разгрузки реактора; с реакторами «Суперфеникс» – 3 года выдержки.

Вместимость хранилищ на заводе регенерации должна обеспечить достаточный запас отработавшего топлива для бесперебойной работы завода. Сравнение вместимости хранилищ с производительностью новых зарубежных перерабатывающих заводов показывает, что хранилища представляют собой своеобразные склады сырья для завода с 3 – 8-кратным годовым запасом.

При строительстве новых заводов в первую очередь сооружают приемные отделения для транспортных контейнеров и бассейны-хранилища. Во Франции на м. Аг с опережением строительства завода UP-2800 и UP-3 в 1987г. сданы в эксплуатацию четыре бассейна вместимостью 2000 т каждый, две камеры разгрузки (сухая и под водой) производительностью 800 т/год по

урану и отделение приема, в котором временно хранятся транспортные контейнеры до и после разгрузки (рис. 18.9, 18.10).

Все камеры и бассейны-хранилища соединены между собой. Это способствует повышению гибкости работы узлов приема и хранения и в целом работы заводов UP-2800 и UP-3.

Хранилища представляют собой бассейны с водой, стены и дно которых облицованы нержавеющей сталью. Перекрытий у бассейнов нет, по контуру они ограждены перилами. Стеллажи и другое оборудование отсутствуют. Контейнеры на заводе на м. Аг разгружают под водой непосредственно в бассейне-хранилище ТВС и поштучно с помощью перегрузочной машины помещают в чехлы из бористой стали. Чехлы имеют прямоугольную форму (как и сборки PWR) и очень компактно устанавливаются на дно бассейна вплотную друг к другу. Отсутствие перекрытий французские специалисты объясняют необходимостью удобного осмотра ОТВС в бассейне инспекторами-контролерами МАГАТЭ [39].

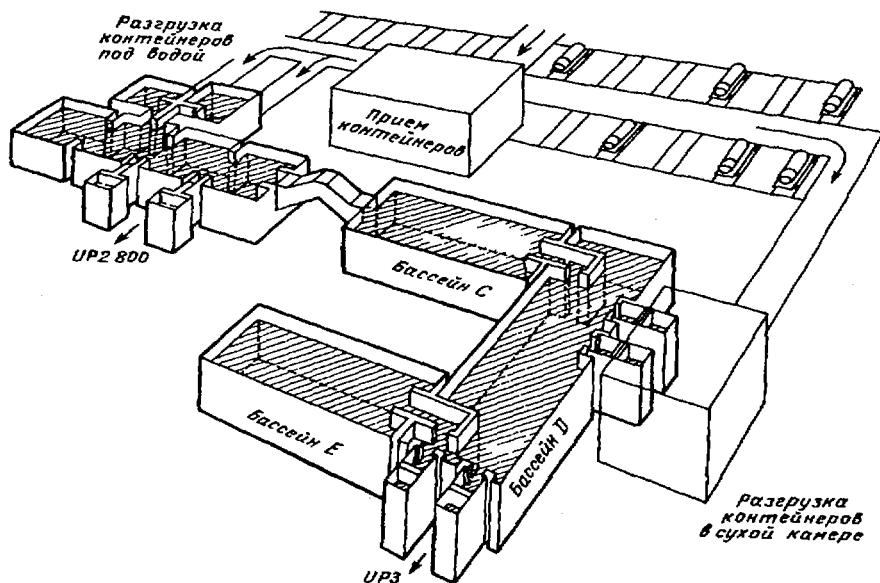


Рис. 18.9. Отделение приема и хранения отработавшего топлива на мысе Аг (Франция).

Объемы хранилищ ОЯТ в СССР и других странах-членах СЭВ определяются выбранной стратегией – созданием атомной энергетики с замкнутым топливным циклом. В проектах АЭС с реакторами типа ВВЭР, сооружаемых в странах-членах СЭВ, предусматриваются хранилища отработавшего топлива при реакторах, рассчитанные на выдержку топлива до трех лет. Однако такая выдержка топлива целесообразна только тогда, когда начнется массовое строительство реакторов на быстрых нейтронах, в которых будет использоваться плутоний, представляющий основную ценность в отработавшем топ-

ливе реакторов типа ВВЭР. С учетом задержки серийного строительства реакторов на быстрых нейтронах в СССР и других странах-членах СЭВ принято решение о строительстве дополнительных отдельно стоящих хранилищ отработавшего топлива, рассчитанных примерно на 10 лет работы АЭС.

Технический анализ и экономические расчеты для условий СССР и других стран-членов СЭВ показали, что оптимальное время выдержки отработавшего топлива реакторов на быстрых нейтронах составляет около 1 года, а топлива серийных реакторов ВВЭР и РБМК на период освоения технологии регенерации топлива на опытных установках, опытно-промышленных и промышленных заводах в отсутствие реакторов на быстрых нейтронах – от 3 до 10 лет, на период освоения реакторов на быстрых нейтронах – от 1 года до 3 лет и, наконец, на период серийного строительства реакторов на быстрых нейтронах, работающих в режиме реактора – размножителя, – около 1 года [54].

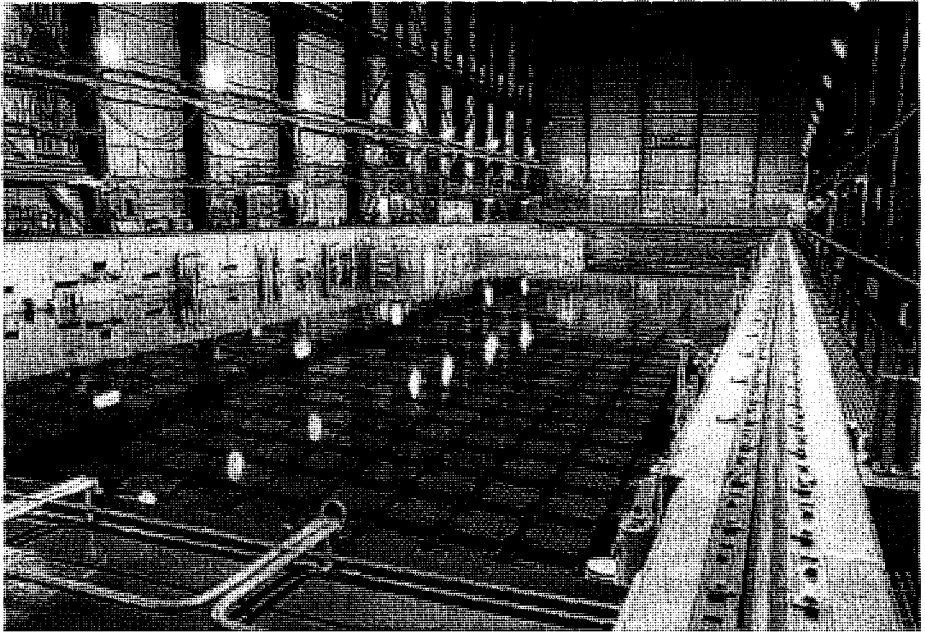


Рис. 18.10. Хранилище отработавшего топлива (COGEMA, мыс Аг, Франция).

Промежуточное хранение высокоактивных отходов, таких, как кондиционированные или не кондиционированные отработанные топливные элементы и/или остеклованные продукты переработки топлива, вероятно, будет играть доминирующую роль в будущем. Окончательное захоронение таких типов отходов, в большинстве случаев требует значительного уменьшения активности и тепловыделения. Это, по видимому, потребует хранения с выдержкой в течение нескольких десятилетий.

В настоящее время существуют многообещающие варианты для временного хранения высокоактивных отходов, таких как «мокрое» хранение в бассейнах (например, хранилище CLAB в Швеции) и «сухое» хранилище в транспортных контейнерах (например, TBL в Горлебене и BZA в Ахаус в Германия или проект MRS DOE, США).

Теперь еще об одной стадии ядерного топливного цикла – химической переработке отработанного топлива на специальных радиохимических заводах, с целью извлечения полезных элементов (например, таких как ^{239}Pu , могущих служить топливом для реакторов АЭС на быстрых нейтронах или для военных целей). В Украине пока этих мощностей нет.

Действующие сегодня в мире радиохимические предприятия располагают небольшой производственной мощностью. Многие важнейшие технологические процессы, в частности такие, как обезвреживание отходов, находят-ся еще в стадии исследований, экспериментов и инженерных разработок. Проведенные специалистами МАГАТЭ и Европейского агентства по ядерной энергии исследования показали, что к 2000 году в мире накопится около 200 тысяч тонн урана, причем только 25 процентов его можно будет переработать.

В таблице 18.2 показана емкость хранилищ некоторых зарубежных перерабатывающих заводов.

И наконец, окончательное захоронение в специальных шахтах, устроенных в глубоких геологических формациях. В настоящее время хранилищ окончательного захоронения в Украине нет.

В 1995 году в Украине после длительного обсуждения был принят «Закон об обращении с радиоактивными отходами», в котором принят принцип использования глубоких геологических формаций для окончательного захоронения высокорadioактивных отходов.

Таблица 18.2. Емкость хранилищ ОЯТ зарубежных перерабатывающих заводов

Страна, местоположение	Завод	Проектная вместимость хранилищ ОЯТ, тонн
Великобритания, Селлафилд	THORP	4000
ФРГ, Ваккерсдорф	WAW	1500
Япония, Рокосомура	JNFS	2000
Франция, м, Аг	UP-3	10000
	UP-2 800	

Глава 19. Транспортировка отработавшего топлива

Заводы регенерации отработавшего топлива АЭС строят для обслуживания нескольких АЭС, расположенных в разных местах. Типовой завод производительностью 1000 т/год может обслужить 10 – 15 АЭС суммарной установленной мощностью 30 – 50 ГВт. Сложилась практика и имеются договоры о передаче ОЯТ на переработку в другие страны, например во Францию из ФРГ, Японии, Швеции и др. Отработавшее ядерное топливо АЭС, строящихся в странах-членах СЭВ, а также АЭС Финляндии «Ловииса» транспортируют на переработку в СССР. Такие решения требуют транспортирования большого количества отработавшего ядерного топлива АЭС на значительные расстояния. В таблице 19.1 приведены характеристики топлива ядерных энергетических реакторов.

Таблица 19.1. Характеристика топлива энергетических реакторов

Реактор	Загрузка топлива UO_2 , т	Средняя глубина выгорания, ГВт-сут./т	Число сборок в реакторе	Размеры сборки S x L, мм
ВВЭР-210	44	13	349	144 x 3200
ВВЭР-365	44	28	349	144 x 3200
ВВЭР-440	44	28	349	144 x 3200
ВВЭР-1000	72	41	151	238 x 4665
РБМК-1000	210	18,5	1693	79 x 10065 79 x 3640 (разрезанная)

В настоящее время транспортирование отработавшего топлива во всем мире осуществляют тремя видами транспорта – автомобильным, железнодорожным и водным. Решение об использовании автомобильного или железнодорожного транспорта зависит от транспортных условий страны, наличия железнодорожных подъездных путей и соответствующего оборудования на АЭС, перерабатывающем заводе или в промежуточном хранилище, от размера и типа контейнеров, экономических соображений. Увеличение объема перевозок потребовало использования контейнеров массой 80 – 100 т, в связи с чем железнодорожный транспорт приобретает все возрастающее значение.

Наибольший объем перевозок ОЯТ осуществляется во Франции. Отработавшее ядерное топливо с АЭС Франции, а также ФРГ, Японии, Швеции, Швейцарии, Бельгии, Испании и Нидерландов поступает в хранилища радиохимического завода фирмы «COGEMA» на мысе Аг, где будет производиться его переработка. ОЯТ поступает на завод автомобильным, морским и железнодорожным транспортом (рис. 19.1). Перевозки металлического ОЯТ начались в 1966 г. с АЭС «Шенон», с 1973 г. начали транспортировать оксидное топливо от реакторов PWR и BWR перечисленных выше стран. К 1 января 1985 г. было перевезено около 10 тыс. т урана: 6865 т металлического и 3375 т в виде диоксида. В ближайшие годы на завод на м. Аг будет завозиться примерно по 800 т/год ОЯТ, для чего требуется около 250 контейнеров в год. В перспективе ожидается увеличение перевозок до 1500 т/год.

В Великобритании транспортирование осуществляется в составе обычных грузовых железнодорожных поездов с нормальной скоростью. Во всех остальных западноевропейских странах большую роль при перевозках отработавшего топлива еще играет автомобильный транспорт.

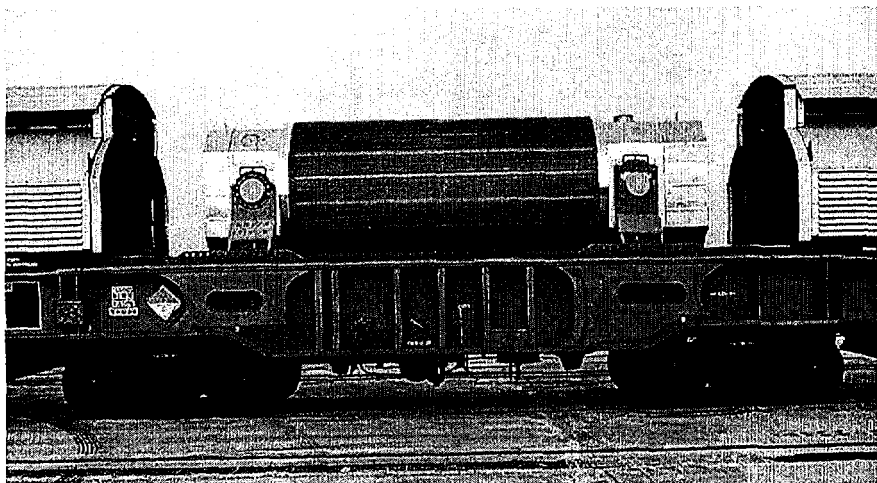


Рис. 19.1. Железнодорожный вагон-контейнер для перевозки ядерного топлива (Франция).

В США отработавшее топливо от АЭС, не имеющих подъездных железнодорожных путей, перевозят в контейнерах массой до 40 т на автомашинах. Эти перевозки выполняют, главным образом, транспортные фирмы, которые имеют в своем распоряжении необходимые транспортные средства для контейнеров типа NaC-1, NPS-4, NLI-1/2, TN-8, TN-9 [54].

Перевозка морским транспортом обусловлена в первую очередь географическим расположением завода регенерации и АЭС, например перевозка между Западной Европой и Японией, а также в самой Японии. Небольшое количество отработавшего топлива, как правило, перевозят как отдельный груз на обыкновенных грузовых судах, железнодорожных паромов или на судах с горизонтальной загрузкой и разгрузкой. Первые специальные суда были использованы для перевозки магнококсового отработавшего топлива из Италии, а также для первых транспортировок отработавшего топлива легководных реакторов из Японии. Для транспортирования отработавшего топлива японских АЭС на заводы в Селлафилде (Великобритания) и на м. Аг (Франция) были заказаны и построены суда водоизмещением примерно 3000 т, которые могут за каждый рейс перевозить 60 т отработавшего топлива. На этих судах для предотвращения больших аварий обеспечено выполнение требований безопасности: установлено специальное оборудование, служащее, в первую очередь, для поддержания нормального транспортного режима (температуры, мощности дозы излучения), а также для крепления контейнеров и снижения риска от транспортных происшествий (столкновения судна, выбрасывания на мель, опрокидывания, пожара и т.п.). С декабря 1977г. между япон-

скими АЭС и перерабатывающим заводом в Токай курсирует переоборудованное специальное судно «Hipoura-Maru».

В бывшем СССР и других странах, бывших членов СЭВ, наиболее удобна и экономична перевозка железнодорожным транспортом, так как в восточно-европейских странах имеется разветвленная сеть железных дорог и подъездные пути есть почти на всех АЭС. Кроме того, затраты по сравнению с автомобильным транспортом ниже, а одним железнодорожным эшелонном можно вывезти годовую выгрузку отработавшего топлива АЭС с установленной мощностью 1 ГВт.

Согласно «Правилам безопасной перевозки радиоактивных веществ», Вена, МАГАТЭ, 1985 г. упаковочные комплекты по уровню их безопасности подразделяют на несколько типов.

Упаковочные комплекты типа В(У) удовлетворяют с точки зрения прочности, герметичности, защиты от излучений, теплоотвода без применения принудительных средств охлаждения всем требованиям «Правил» МАГАТЭ. Безопасность перевозки полностью обеспечивается конструкцией упаковочного комплекта.

Упаковочные комплекты типа В(М) могут не удовлетворять одному или нескольким из особых дополнительных требований, предусмотренных «Правилами». В связи с этим для обеспечения безопасных перевозок предусматривают меры административного характера, дополнительный контроль и обслуживание в процессе перевозки. Указанные меры оговаривают в разрешении на эксплуатацию, выдаваемом компетентным органом.

Транспортирование отработавшего топлива производится по дорогам через населенные пункты, поэтому чрезвычайно важное значение при транспортировании имеет обеспечение безопасности перевозок; обеспечение сохранности сборок ТВЭЛов в пути (исключение условий их разрушения при ударе, нагреве и т.п.); обеспечение ядерной безопасности; обеспечение радиационной безопасности.

Конструкция упаковочных комплектов (контейнеров, чехлов, пеналов) должна обеспечивать их сохранность не только при нормальных режимах, но и в условиях возможных аварий. При расчете контейнера на прочность в качестве наиболее опасной ситуации рассматривают падение контейнера с высоты 9 м на жесткое основание. Допускают также возможность падения контейнера на штырь с высоты 1 м и пребывание в очаге пожара при температуре 800 °С в течение 30 мин. Как показывает опыт, наиболее опасно падение контейнеров с высоты 9 м на крышку, а также плащмя на образующую корпуса. Необходимая прочность должна обеспечиваться в интервале температуры окружающего воздуха от -40 до +38°С.

Конструкция упаковочного комплекта должна обеспечивать теплоотвод. При этом рассматривают два источника тепла: остаточное тепловыделение отработавших сборок и солнечную радиацию. Предельно допустимой температурой наружной поверхности контейнера считают 85°С. Температура внутри контейнера нормами и правилами не оговаривается. Однако при сухом способе перевозки она должна быть значительно ниже температуры плавления или разрушения оболочек ТВЭЛов, а при перевозке в водозаполненных

контейнерах температура воды не должна превышать значений, которые могут привести к превышению допустимого давления в контейнере.

При транспортировании ТВЭЛов в водозаполненных контейнерах необходимо предусматривать сжигание гремучей смеси ($H_2 + O_2$), образующейся вследствие радиоллиза. В таких контейнерах должен быть достаточный свободный объем, воспринимающий расширение воды при ее нагревании.

Радиационная безопасность обеспечивается соответствующей биологической защитой, предназначенной для поглощения γ -излучения, а также нейтронного излучения от ТВС с большой глубиной выгорания (более 20 ГВт-сут/т). Уровень излучения в любой точке внешней поверхности контейнера не должен превышать 2 Дж/кг, а на расстоянии 2 м – 0,1 Дж/кг. Конструкция контейнера должна обеспечивать достаточную герметичность. Транспортный упаковочный комплект соответствует правилам, если в результате испытаний общая потеря радиоактивных материалов не превышает допустимого уровня $1,5 \cdot 10^7$ Бк за одну неделю для упаковок типа В(U) и $1,5 \cdot 10^{10}$ Бк за одну неделю для упаковок типа В (М).

При разработке конструкции транспортного упаковочного комплекта должны быть обеспечены такие условия ядерной безопасности, чтобы в любых предвидимых ситуациях перевозки не могла возникнуть самопроизвольная цепная реакция.

Головные образцы разрабатываемых транспортных контейнеров испытывают на стендах на соответствие их типу В. В Ок-Риджской лаборатории в США имеется стенд для испытания на падение контейнеров массой до 100 т с высоты 46 м, в Западном Берлине – стенд для испытаний на падение 100-тонных контейнеров и огневого испытания, во Франции – стенд для огневого испытания при температуре до 1000°C в течение 1,5 ч.

Наибольших успехов в создании транспортных контейнеров за рубежом добились Франция и ФРГ. Во Франции транспортирование осуществляется в контейнерах TN («ТрансюкLEAR») и LK («Лемер»). В 1985г. в эксплуатации находилось около 60 контейнеров, большинство из них типа TN. Существует несколько разновидностей контейнеров TN и LK. Все они имеют сертификаты с индексом В(U), т.е. удовлетворяют всем требованиям «Правил МАГАТЭ».

Корпуса контейнеров типа TN изготавливают из стальных поковок. Обечайка куется целиком, дно приваривается. Изнутри контейнер облицован нержавеющей сталью, внешние части контейнера (цапфы и т.п.) выполнены также из нержавеющей стали. Средняя наружная часть контейнера покрыта медными никелированными ребрами для улучшения теплоотдачи. Ребра изготавливают из множества пластин толщиной 3 мм, высотой 330 мм. Каждая такая пластина разрезается по высоте примерно 200 мм на полосы, образующие ребра, которые повернуты на 90° (одна пластина – 60 ребер). Всего на контейнере 20 – 30 тыс. ребер. Дно и крышка контейнера имеют амортизаторы из бальсового дерева, заключенного в оболочку из нержавеющей стали.

Корпуса контейнеров LK изготавливают из нескольких обечаек, вставляемых одна в другую, пространству между которыми заливается свинцом. Нейтронную защиту набирают их большого количества металлических емкостей, заполненных водным раствором борной кислоты. В нормальных усло-

виях перевозки температура жидкости в емкостях не превышает 150°C. В условиях пожара температура возрастает, давление в емкости увеличивается и при температуре 220°C плоские днища деформируются так, что у одного из днищ отрывается патрубок. Жидкость из емкости испаряется. Тепловое воздействие пожара на контейнер таким образом снижается в результате охлаждения жидкости при испарении и уменьшения теплопередачи через пустые емкости.

Во Франции хранилища большинства АЭС с легководными реакторами рассчитаны на выдержку топлива только в течение 8 – 9 мес. При этом остаточное тепловыделение одной сборки составляет 8-10 кВт, суммарное при 12 сборках – 100-120 кВт. Хотя переработка ОЯТ производится после трех и более лет выдержки, сборки приходится возить с указанной выдержкой и большим тепловыделением. При испытании контейнера TN-12, загруженного сборками с тепловыделением 120 кВт, температура наружной поверхности ребер контейнера достигала 140°C с верхней части контейнера и 60°C в нижней при температуре корпуса 190°C. Температура сборок при этом составляла 450 – 510°C, но могла быть и выше (до 600°C).

Испытания показали, что для обеспечения температуры наружной поверхности контейнера 85°C (в соответствии с «Правилами» МАГАТЭ) и температуры сборок из циркония не выше 400°C остаточное суммарное тепловыделение сборок в контейнере не должно превышать 60 кВт.

Во Франции для транспортирования ОЯТ разрабатывали водо- и газозаполненные контейнеры массой от 36 до 104 т. В настоящее время принята ориентация на большегрузные газозаполненные контейнеры TN-12 и TN-13 (рис. 19.1).

При загрузке и разгрузке под водой на контейнер предварительно надевают «рубашку» для предохранения оребренной поверхности от радиоактивных загрязнений. «Рубашку» изготавливают из нержавеющей стали и надежно уплотняют снизу и сверху прокладками из дюритовых шлангов при накачке воздухом. Во внутреннюю полость «рубашки» заливают чистую воду, которая обеспечивает дополнительную биологическую защиту при погрузке и разгрузке.

Транспортные средства, обслуживающие завод на м. Аг, стандартизованы по многим параметрам: масса контейнеров не должна превышать 110 т., введена унификация габаритных размеров цапф и координаты и установки, размеры контейнера под защитную рубашку, систем опорожнения контейнеров, штуцеров, систем расхолаживания и т.п. Такая стандартизация позволяет использовать для контейнеров многих типов один тип вагонов.

В ФРГ фирма GNS разрабатывает контейнеры из чугуна с включением графита в виде сферических частиц. Корпус контейнера изготавливают центробежным литьем. Материал контейнера по своим свойствам приближается к стальному прокату, обладает хорошей ковкостью, высокой коррозионной стойкостью, отвечает условиям сохранения хрупкой прочности при минусовых температурах.

Масса чугунного контейнера больше, чем стального, так как при одинаковом внутреннем диаметре толщина чугунной стенки (420 – 450 мм) больше толщины стальной (300 – 320 мм). Биологическая защита от γ -излучения

излучения обеспечивается чугуном толщиной 420 – 450 мм, от нейтронов – борированным силиконовым каучуком или борированным поли-этиленом, которыми заполняют отверстия, высверленные в шахматном порядке в стенке на всю длину обечайки. Кроме того, графит, содержащийся в чугуне (7 – 8 % по объему, около 3,5 % по массе), поглощает примерно 30 % нейтронов. Внутренняя поверхность контейнера покрыта нержавеющей сталью, наносимой гальваническим методом. На наружную поверхность контейнера наносит 3 слоя оксидного покрытия с различными добавками. Контейнер из чугуна с графитом, изготовленный для хранения ОЯТ реактора «Суперфеникс», на тепловых испытаниях в Кадараше обеспечивал теплоотвод 32 кВт при температуре сборок в контейнере 450°C.

В Японии разработан и изготавливается контейнер NZ-75T. Защита контейнера от β - и γ -излучения состоит из нержавеющей обечайки, между которыми находится слой свинца толщиной 184 мм. Нейтронная защита представляет собой стальную «рубашку», заполненную 45 – 55 %-ным раствором этиленгликоля. Через нейтронную защиту проходят трубки для обеспечения принудительного охлаждения прокачкой воды. Внешний теплоотвод осуществляется с помощью 87 медных ребер высотой 152 мм и толщиной 6,4 мм, наружная поверхность которых покрыта нержавеющей сталью толщиной 1,6 мм. Шаг размещения ребер – 50 мм. Крышка контейнера уплотняется двумя эластомерными прокладками из этиленпропиленового каучука, максимальная рабочая температура которого составляет 150 °C. Для перевозок используют два вида чехлов в контейнере (для топлива PWR и BWR). Поглотителем нейтронов в чехлах служат пластинки из борала. Амортизаторы, представляющие конструкцию из алюминиевых труб в оболочке из нержавеющей стали, обеспечивают снижение перегрузок при падении с высоты 9 м до 150 г. Внутри контейнера в качестве теплоносителя используют воду с рабочим давлением до 708 кПа. Конструкция контейнера отнесена к типу В (М)

В США разработаны контейнер NAC-3 массой 100 т для перевозки 12 ТВС реакторов типа PWR или 32 ТВС реакторов типа BWR и его уменьшенный вариант NAC-2 массой 80 т для перевозки 7 ТВС реакторов типа PWR или 21 ТВС реакторов типа BWR. Контейнеры изготовлены из низколегированной стали с толщиной стенки 360 мм с внутренней и наружной оболочками из нержавеющей стали. Нейтронной защитой служит специальный полиэфир (WEP – water extended polyester), который в виде отдельных блоков прикрепляют к корпусу контейнера снаружи между ребрами при транспортировании отработавшего топлива с большой глубиной выгорания. Контейнер удовлетворяет требованиям по безопасности США и ФРГ.

Фирмой GNB разработан контейнер CASTOR VVER 440 для транспортировки и хранения 84-х выгоревших топливных элементов атомных электростанций с реакторами типа ВВЭР 440. Первое применение этих контейнеров предусмотрено на АЭС Дуковани (Чешская Республика) и Грайсвальд (Германия).

Контейнер представляет цилиндрический толстостенный корпус, из чугуна со сфероидальным графитом, с радиальными точеными ребрами для возможно лучшего отвода тепла (рис. 19.2). Система двойных крышек с металлическим и эластомерным уплотнениями прочно соединена болтами с

корпусом контейнера и обеспечивает безопасное, контролируемое, долговременное закрытие топливных элементов. Для обращения с контейнером на его головной и хвостовой частях расположены грузоподъемные цапфы. Во время транспортировки на крышке и днище закрепляются противоударные демпферы для соблюдения требований безопасности. Масса контейнера, загруженного 84-мя топливными элементами, составляет около 116 т.

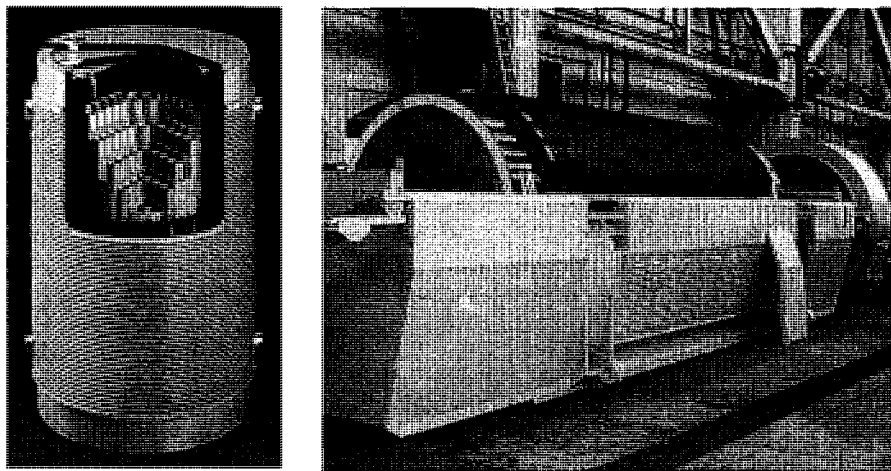


Рис. 19.2. Контейнер CASTOR для ВВЭР-1000.

Контейнер отвечает международным нормам МАГАТЭ для транспортных упаковок, тип В(U), а также немецким требованиям к долговременному промежуточному хранению выгоревших топливных элементов. Для этого типа контейнеров было сделано представление на лицензию к транспортировке и на лицензию на хранение в соответствии с атомным законодательством.

В настоящее время 60 контейнеров этого типа для АЭС ДУКОВАНИ находятся в производстве и будут поставлены в срок с 1994 по 2004 год. Более 60 контейнеров будет изготовлено для АЭС ГРАЙФСВАЛЬД.

В бывшем СССР при перевозке отработавшего топлива АЭС с реакторами ВВЭР и РБМК по железной дороге используют специальные вагоны-контейнеры, в которых контейнеры размещают вертикально или горизонтально в зависимости от габаритных размеров сборок ТВЭЛов.

Транспортный упаковочный комплект (рис. 19.3) включает в себя защитный контейнер и чехол [54]. Защитный контейнер представляет собой толстостенный кованосварной цилиндрический стакан из стали марки Ст.20, герметически закрывающийся массивной крышкой из стали марки 12Х18Н10Т. Внутренняя поверхность корпуса, а также наружная поверхность контейнера облицованы нержавеющей сталью.

Остальная поверхность имеет защитное антикоррозийное покрытие. На внешней поверхности имеются две грузовые цапфы, ребра, опорное кольцо и две направляющие. Герметичность соединения обеспечивается с помощью

эластичной прокладки из теплостойкой резины специальной марки, помещенной в кольцевую канавку. крышки. В крышке контейнера установлены датчики приборов измерения температуры и давления в газовой полости контейнера, пробка с каналом подачи воды или газа. На внутренней поверхности крышки могут быть установлены устройства сжигания радиолитического водорода. Система герметизации контейнера испытывается давлением до 1 МПа.

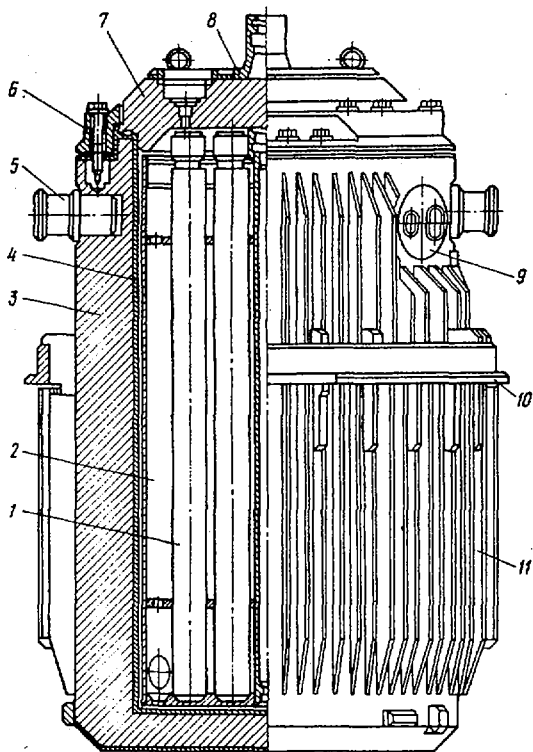


Рис. 19.3. Транспортный упаковочный комплект для перевозки отработавшего топлива ВВЭР-440.

- 1 - герметичный пенал с отработавшей топливной сборкой; 2 - чехол; 3 - корпус контейнера; 4 - облицовка корпуса; 5 - цапфа; 6 - нажимное кольцо; 7 - крышка; 8 - устройство под захват для крышки; 9 - клапанная коробка; 10 - опорное кольцо; 11 - ребра охлаждения.

Максимальная масса транспортного упаковочного комплекта, подготовленного к транспортировке, около 95 т. Для транспортировки используется специальный грузовой железнодорожный вагон, вместе с которым транспортный упаковочный комплект образует вагон-контейнер ТК-6.

Вагон – это двенадцатиосный железнодорожный транспортер, в средней части которого находится кузов для контейнера ТК-6 (рис. 19.4). Для обеспечения теплоотвода от контейнера путем естественной конвекции на крышке кузова имеются дефлекторы и на стенах кузова – люки с фильтрами. Для предотвращения замерзания теплоносителя в зимнее время вагон имеет тепловую изоляцию. Кроме того, вагон-контейнер оборудован вентиляционно-нагревательной установкой, с помощью которой обеспечивается безопасный тепловой режим упаковочного комплекта.

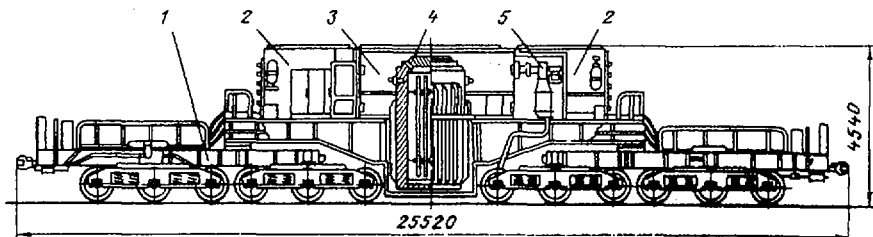


Рис. 19.4. Вагон-контейнер ТК-6.

1 - вагон; 2 вспомогательный отсек; 3 - грузовой отсек; 4 - контейнер; 5 - вентилятор.

Транспортный упаковочный комплект ТК-6 предназначен для перевозки 30 отработавших ТВС, установленных в чехол.

Сборки длиной менее 3,6 м транспортируют в вертикальных контейнерах, остальные – в горизонтальных. Вертикальные контейнеры вмещают значительно большее количество топлива, чем горизонтальные. При погрузке и разгрузке ОЯТ в эти контейнеры не требуется их кантование. Конструкция сборок ТВЭЛов РБМК позволяет разделять их на две части длиной 3640 мм без нарушения герметичности активной зоны. Такое разделение непосредственно на площадке АЭС позволяет перевозить половины сборок в вертикальных контейнерах ТК-11. Габаритные размеры вагонов стандартизованы. В бывшем СССР максимальные высота и ширина вагонов равны соответственно 5300 и 3750 мм, в других странах-членах СЭВ – 4650 и 3150 мм; допустимая нагрузка на рельсы от одной колесной пары для железных дорог СССР и стран-членов СЭВ составляет 22 и 18 т. В связи с тем, что железнодорожная колея в бывшем СССР и других странах-членах СЭВ различна (1520 и 1435 мм), вагоны-контейнеры снабжены на обе колеи колесными парами, перестановку которых производят на пограничных станциях. Вагоны имеют раздвижные створки в крыше, что облегчает загрузку и разгрузку.

Вертикальные контейнеры ТК-6 (ВВЭР-440) и ТК-11 (РБМК) сходны по конструкции, различаются только высотой.

Чехол контейнера ТК-11 представляет собой сварной пакет труб, в которые устанавливаются сборки РБМК, не имеющие наружных чехлов.

Отработавшее топливо реакторов ВВЭР-1000 по сравнению с топливом ВВЭР-440 характеризуется увеличенной глубиной выгорания, большими размерами ТВС, повышенным содержанием делящихся материалов в ТВС и т.п.

Контейнер ТК-10 представляет собой толстостенный стальной цилиндр, облицованный изнутри нержавеющей сталью. Чехол выполнен в виде сварного пакета из нержавеющей труб с встроенными поглотителями нейтронов (трубы, заполненные карбидом бора). Снаружи контейнера имеется «рубашка» из нержавеющей стали, заполненная антифризом, для замедления и поглощения нейтронов.

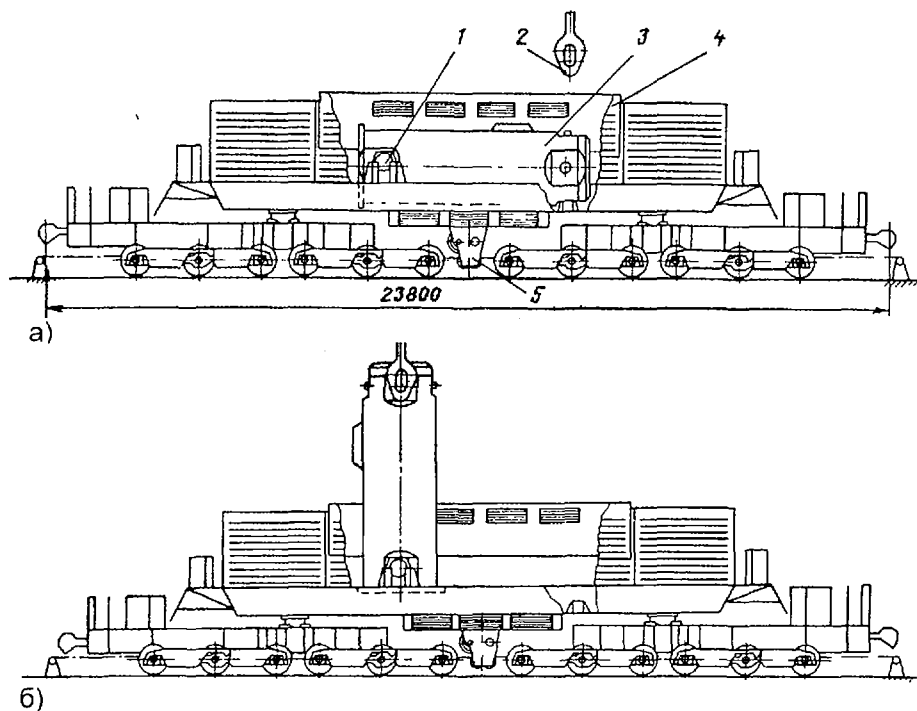


Рис. 19.5. Вагон-контейнер ТК-10.

а) - контейнер в горизонтальном и б) - в вертикальном положении.
 1 - опора поворотная; 2 - траверса; 3 — контейнер; 4 — грузовой отсек; 5 — вентилятор

Конструкция упаковочного комплекта ТК-10 предусматривает транспортирование отработавшего топлива в контейнерах, заполненных либо водным, либо газовым теплоносителем. Предусмотрено кантование контейнера с помощью крана АЭС, обеспечивающего вертикальное перемещение контейнера, и лебедки, установленной на раме транспортера, для горизонтального перемещения транспортера с контейнером. Упаковочный комплект устанавливается на 12-осный железнодорожный транспортер (рис. 19.5).

Вагон-контейнер разработан в международном габарите 02-Т с возможностью перестановки с колеи 1520 мм на колею 1435 мм, что позволяет перевозить его по железным дорогам всех стран-членов СЭВ.

Принятая в бывшем СССР трехлетняя выдержка отработавшего топлива на АЭС обеспечивает при максимальной загрузке контейнеров суммарные

тепловыделения: с топливом РБМК – 10 кВт, ВВЭР-440 – 15 кВт и ВВЭР-1000 – 20 кВт. При таком решении значительно сокращаются суммарные затраты на хранение ОЯТ на АЭС, заводах регенерации и на транспортирование, упрощается конструкция контейнеров, не требуется развитая поверхность обрешетки, усложняющая технологию изготовления и дезактивации.

Анализ результатов испытаний контейнера ТК-10 и опыт его эксплуатации подтвердили возможность создания конструкции контейнера с удвоенной вместимостью по топливу.

Для транспортировки отработавшего ядерного топлива с ВВЭР-1000 был разработан проект контейнера на максимальное число отработавших ТВС – 12 штук, который размещается в вагоне в горизонтальном положении.

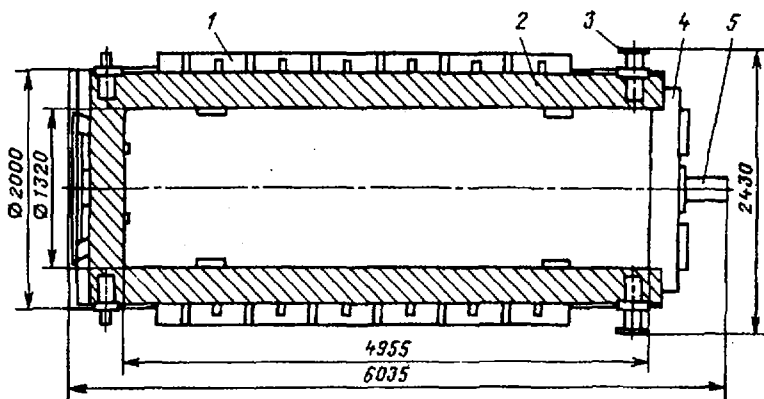


Рис. 19.6. Контейнер ТК-13 для перевозки отработавших ТВС реактора ВВЭР-1000.

1 - нейтронная защита; 2 - корпус; 3 - цапфа; 4 - крышка; 5 - устройство под захват

В 1988 году начато изготовление контейнеров ТК-13 (рис. 19.6) для ОЯТ ВВЭР-1000. Конструкция контейнера ТК-13 аналогична конструкции контейнера ТК-10, однако внутренний диаметр контейнера увеличен с 1000 до 1320 мм, что позволило повысить загрузку с 6 до 12 ТВС. Транспортирование производится в газовом теплоносителе. Чехол изготавливается в виде сварного пакета из борсодержащих нержавеющей труб.

Основополагающим нормативным и регламентирующим документом по обеспечению безопасности перевозок ОЯТ в СССР являются введенные в действие в 1983 г. «Основные правила безопасности и физической защиты при перевозке ядерных материалов» (ОПБЗ-83). Эти правила практически полностью учитывают рекомендации МАГАТЭ, изложенные в «Правилах безопасной перевозки радиоактивных веществ. Пересмотренное издание 1973г., исправленное», в отношении нормирующих уровней излучения и допустимых потерь радиоактивного содержимого упаковок в нормальных и аварийных условиях перевозки, а также самих определений нормальных и аварийных условий перевозки.

В то же время ОПБЗ-83, в отличие от «Правил» МАГАТЭ, не допускают перевозок радиоактивных упаковок на открытых транспортных средствах, наличия нефиксированного радиоактивного загрязнения наружной поверхности транспортных средств. Кроме того, согласно ОПБЗ-83, перевозка всех делящихся материалов, в том числе и ОЯТ, должна осуществляться на условиях «полного груза» (недопустимо присутствие других грузов), с обязательным сопровождением груза ответственным лицом или бригадой сопровождения.

При разработке ОПБЗ-83 особое внимание было уделено таким вопросам организации транспортирования, как порядок разработки и согласования конструкций упаковочных комплектов, условия перевозок, включая взаимоотношения участвующих в перевозках ведомств и предприятий, проведение радиационного контроля и мероприятий При авариях, в частности, было признано необходимым (и в правила ОПБЗ-83 были введены эти требования) наличие для всех используемых и СССР упаковочных комплектов типа В сертификатов-разрешений, выдаваемых ГКАЭ СССР. Ответственность за безопасность перевозок возлагается (за исключением случаев нарушения безопасности движения) на ведомства и предприятия грузоотправителя и грузополучателя. В систему нормативно-технической документации на перевозки ОЯТ входят также правила по отдельным вопросам безопасности, таким, как ядерная и радиационная безопасность. В бывшем СССР утверждены и введены в действие «Правила ядерной безопасности при транспортировании ядерного топлива» (ПБЯ-06-08-77), в которых изложены общие принципы и основные требования ядерной безопасности при проектировании и эксплуатации транспортных упаковочных комплектов. Для обеспечения ядерной безопасности с достаточным запасом для каждой отдельной упаковки должно выполняться одно из следующих ограничений: масса делящихся материалов не должна превышать 80 % критической массы системы, подобной рассматриваемой; эффективный коэффициент размножения нейтронов $K_{эф}$ не должен превышать 0,95 [60, 61].

Глава 20. Захоронение радиоактивных отходов

Осуществление планов широкого промышленного использования ядерной энергетики предполагает необходимость решения первоочередной задачи удаления радиоактивных отходов из сферы деятельности человека. По проведенной оценке возможной опасности для биосферы Земли время полной изоляции ВАО, содержащих актиноиды, должно приближаться к 10^6 лет. В связи с этим понятно, что захоронение отходов сопряжено не только с преодолением технических трудностей долговременной изоляции ВАО в условиях непрерывного рассеивания тепла, генерируемого радиоактивным распадом, с учетом возможных климатических и геологических изменений, но и с долгосрочной социальной ответственностью перед будущими поколениями.

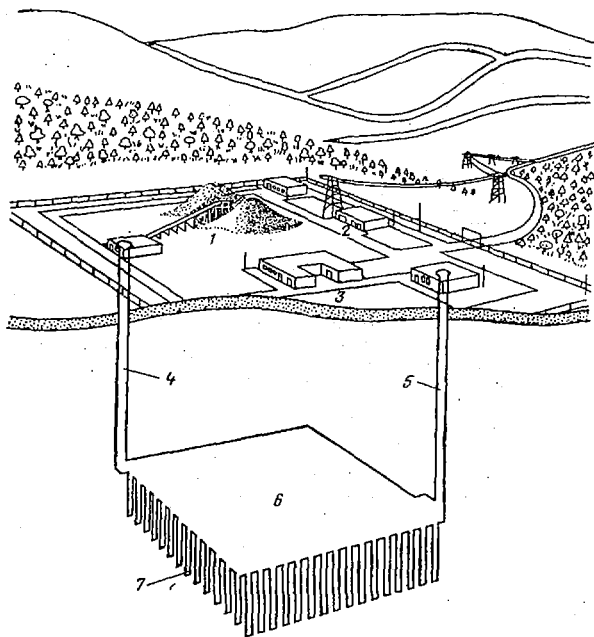


Рис. 20.1. Хранилище завода в Пайлоте.

1 – отвалы, 2 - место приема остеклованных отходов, 3 - административное здание, 4 - шахта для проведения горных работ, 5 - шахта для доступа к хранилищу, 6 - туннели для доступа к захоронению, 7 - выемки для захоронений.

Для удаления радиоактивных отходов было предложено несколько концепций: захоронение в континентальные геологические формации; захоронение под или на дно океана; захоронение в ледниковые зоны; удаление за пределы Земли; ядерное превращение (трансмутация) актиноидной фракции ВАО в стабильные или короткоживущие изотопы. Последние два способа рассматриваются в теоретическом плане и далеки от технического осуществления.

Геологическое хранение. Геологическое захоронение подразумевает размещение контейнеров, содержащих отработанные топливные элементы, в стабильном пласте, обычно на глубине 1 км (рис 20.1). Можно допустить, что такие породы содержат воду, так как глубина их залегания значительно ниже зеркала грунтовых вод.

Однако ожидается, что вода не будет играть большой роли при теплопередаче от контейнеров, поэтому хранилище должно быть спроектировано с учетом возможности поддержания температуры поверхности канистр не более чем 100°C или около того. Тем не менее присутствие грунтовых вод означает, что материал, выщелоченный из хранящихся блоков, может проникнуть через пласт с водой. Это является важным вопросом при проектировании таких систем. Циркуляция воды сквозь породу как результат разности плотностей, вызванный температурным градиентом, в течение длительного времени (тепловая плавучесть или эффект тепловой циркуляции) важна для определения миграции продуктов деления. Этот процесс очень медленный, и поэтому не ожидается, что от него будут серьезные неприятности. Однако для систем долговременного захоронения он должен быть обязательно принят во внимание.

Выбор между различными методами захоронений будет определяться доступностью удобных мест хранения. Для оптимального выбора места потребуется еще много биологических и океанографических данных. Тем не менее исследования во многих странах показывают, что использованное топливо можно обрабатывать и захоранивать без чрезмерного риска для человека и окружающей среды.

Опять же, должны быть рассмотрены вопросы выщелачивания продуктов деления из блока и их проникновение через слой породы. Эффекты конвекции и тепловой плавучести, упомянутые выше, также очень важны при средних сроках хранения. О таких системах в настоящее время накоплено достаточно сведений, чтобы быть уверенными в том, что безопасное захоронение отходов ядерной промышленности возможно.

Захоронение на дне океана. Захоронение отходов в осадочные наслоения и скальные пласты под дном океана осуществимо в двух вариантах. Подводным – бурением полостей для размещения контейнеров на определенных расстояниях, необходимых для рассеивания тепла, с последующим запечатыванием поверхности породы над скважиной или организацией свободного падения контейнера обтекаемой формы от поверхности воды, когда развиваемая скорость обеспечивает проникновение в дно на глубину до 50 м.

Наиболее часто обсуждаемой возможностью для захоронений такого типа является использование захоронений в глубоком Атлантическом бассейне, где средняя глубина составляет приблизительно 5 км. На рис. 20.2 показано, что глубоководное скалистое дно океана покрыто слоем отложений, и неглубокое погребение под десятками метров отложений может быть получено простым сбрасыванием контейнера за борт. Глубокое погребение под сотнями метров отложений потребует бурения и закладки отходов.

Отложения насыщены морской водой, которая через десятки или сотни лет может разесть (в результате коррозии) канистры с топливными элемен-

тами и тогда начнет выщелачивать радиоактивные элементы из использованного топлива.

Однако предполагается, что сами отложения отсорбируют выщелоченные продукты деления, препятствуя их проникновению в океан.

Более дешевым способом могло бы стать захоронение на дне океана, которое может быть реализовано простым погружением герметичных контейнеров с отвержденными отходами, стойкими к выщелачиванию. Расчеты последствий случая разрушения оболочки контейнера сразу после попадания в слой отложений показали, что диспергирование топливного элемента, содержащего продукты деления, под слоем отложений случится не ранее чем через 100 – 200 лет. К этому времени уровень радиоактивности должен снизиться на несколько порядков.

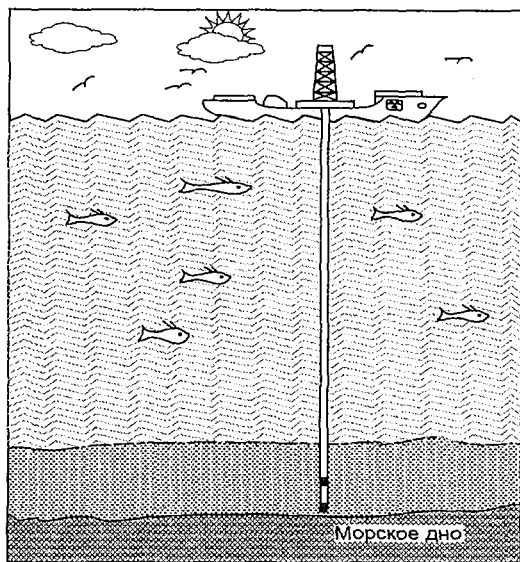


Рис. 20.2. Глубоководное захоронение ядерных отходов.

Однако, океан является неотъемлемой частью биосферы Земли, и его чистота должна охраняться не менее тщательно, чем другие объекты окружающей среды. В то же время современный уровень знаний о процессах, происходящих в глубинах океана, столь низок, что заставляет прибегать к весьма упрощенным моделям в прогнозировании возможного поведения отвержденных отходов при длительном нахождении их в контакте с океаническими водами на большой глубине. Поэтому метод захоронения на дне океана и под его дном требует крайне осторожного подхода, и на него в 80-е гг. по международной конвенции введен мораторий, в результате которого были остановлены все работы по пробным захоронениям, проводимые, например, Японией и США в глубокие впадины Тихого и Атлантического океанов.

Окончательное захоронение в соляных отложениях. Соляные отложения являются привлекательными местами для долговременных захоронений радиоактивных отходов. Тот факт, что соль находится в твердой форме в геологическом слое свидетельствует об отсутствии циркуляции грунтовых вод с момента его образования несколько сот миллионов лет тому назад. Таким образом, топливо, помещенное в таком отложении, не будет подвергаться выщелачиванию грунтовыми водами. Соляные отложения такого типа встречаются очень часто, особенно в США. Обычно в топливе из PWR может выделяться до 500 Вт тепла за счет распада, спустя 10 лет после извлечения. Это энерговыделение спадает с периодом полураспада, равным приблизительно 30 годам, и определяется оно в основном распадом стронция и цезия, как уже отмечалось выше. Таким образом, через 30 лет энерговыделение будет уменьшено до 250 Вт, а после 60 лет упадет до 120 Вт. При таком уровне теплопроводность к окружающему соляному пласту окажется достаточной для отвода тепла с условием поддержания наружной поверхности контейнера при температуре не выше 100 – 150°C.

Захоронение отходов в Антарктиде. Захоронение отходов в ледниковые области, в частности в Антарктиде, изучалось специалистами ряда стран. Такое захоронение вряд ли осуществимо из-за нестабильности ледниковой структуры в геологические периоды времени, ограниченного понимания геофизики льдов и отсутствия методов долгосрочного определения климата на Земле.

В настоящее время в США и Великобритании проводятся исследования океанических процессов по таким основным направлениям: улавливающая роль осадочных пород, дисперсионные процессы в толщах океанических вод и биологические процессы, определяющие возврат активности к человеку.

В современных условиях наиболее перспективным способом захоронения отходов является размещение их под землей в глубинных устойчивых геологических формациях, которые существуют достаточно стабильно на протяжении миллионов лет. Многие страны имеют расширенные национальные программы по изучению свойств разных типов пород, их способности удерживать отходы на протяжении сотен тысяч лет, по отысканию оптимальных способов и условий захоронения. Обмен собранной информацией, международная кооперация и сотрудничество могут значительно ускорить разработку долговременной политики и способствовать строительству в некоторых странах централизованных хранилищ отходов.

В Западной Европе при ЕЭС разработан и выполняется план обращения с радиоактивными отходами, согласно которому осуществляются работы по нескольким объединенным проектам и программам. Например, проект «Tagit» посвящен оценке методов обращения и удаления радиоактивных отходов, проект «Mirage» предусматривает изучение миграции радионуклидов в геосфере.

В третью программу ЕЭС включены проекты строительства подземных хранилищ-лабораторий и перечень задач для этих лабораторий.

При ЕЭС будут работать три лаборатории: в Бельгии – в глинистых формациях, во Франции – в гранитах (рис. 20.3) и в ФРГ – в соляных шахтах Ассе (рис. 20.4), где такая лаборатория уже создана.

В результате предварительной оценки и детального изучения разных типов пород, наиболее пригодными для захоронения признаны соляные формации (ГДР, Испания, Канада, Нидерланды, СССР, США, ФРГ, Швейцария), ангидриты или безводные гипсы (Испания, Швейцария), осадочные породы – сланцы и глины (Бельгия, Великобритания, Испания, Италия, США, Франция), кристаллические горные породы типа гранитов (Австрия, Великобритания, Дания, Испания, СССР, США, Франция, Чехословакия), вулканические породы (Индия, Канада).

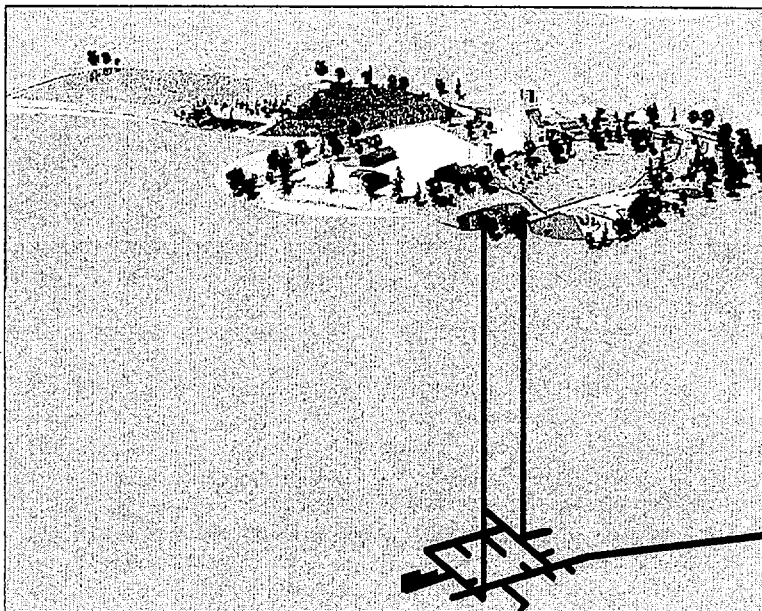


Рис. 20.3. Проект подземного хранилища-лаборатории (Франция).

Первый этап проводимых работ предусматривает комплексное определение характеристик района захоронения в отношении геологии, гидрогеологии, водосодержания и изоляции от подземных циркулирующих вод, определение пластичности, теплопроводности, сорбционной способности и емкости к радионуклидам вмещающей породы, пределов сохранения или изменения физико-химических ее свойств под действием тепловых нагрузок и т. д.

Полученные результаты служат теоретическим основанием для систематизации подходящих формаций, для выработки принципов и критериев отбора площадок при организации опытно-промышленного захоронения отходов и конкретных рекомендаций таких мест.

К важным критериям при выборе площадок захоронения относятся помимо геологических, гидрологических и физико-химических свойств также сейсмичность района, возможные трассы утечек активности к поверхности, климатические изменения, характер взаимодействия окружающей породы с

материалом контейнера и отходами, возможность разработок минеральных месторождений в отдаленном будущем. Безопасность хранилища обеспечивается допустимой тепловой и радиационной нагрузкой на породу.

Проектирование и строительство хранилищ на выбранной площадке требуют получения дополнительной информации об оптимальной глубине хранилища, порядке, частоте и геометрии размещения контейнеров с отходами, расстояниях между скважинами или колодцами, поведении заполненных контейнерами с отходами и запечатанных скважин и др.

Многообразие необходимых сведений и знаний предопределило широкий спектр проводимых научно-исследовательских работ и разнообразие применяемых методов захоронения. Отходы низкой и средней активности на небольших глубинах захоранивались в течение многих лет в Великобритании, Канаде, США, Франции. Под контролем

МАГАТЭ осуществлялось захоронение партий контейнеров с НАО и САО в Атлантическом океане.



Рис. 20.4. Подземное хранение ТРАО в соляных шахтах Ассе (ФРГ).

В ФРГ с 1967 года используют бывшую соляную шахту Ассе в качестве экспериментального хранилища, куда захоранивали сначала твердые кондиционированные низкоактивные отходы (рис 20.4), а с 1974 года – упакованные в бетонные и стальные емкости среднеактивные отходы (рис 20.5). Обследуется несколько соляных куполов для определения места хранилища ВАО в районе Горлебена.

В США с 1966 г. в Ок-Ридже применяют метод гидравлического разрыва породы для захоронения смешанных с цементом и другими примесями жидких отходов средней активности в пласт глинистого сланца. Кроме того, рассматривается возможность использования метода инъекции жидкостей в

изолированное пористое отложение пород или искусственную трещиноватость в непроницаемых формациях. Проводятся исследования и изучаются соляные формации, в которых будут сооружены государственные хранилища твердых отходов или отработавших твэлов. Несолевые формации исследуют на испытательных площадках в штатах Невада, Вашингтон и Нью-Мексико. Для повышения надежности захоронения рассматриваются концепции многобарьерной изоляции при захоронении.

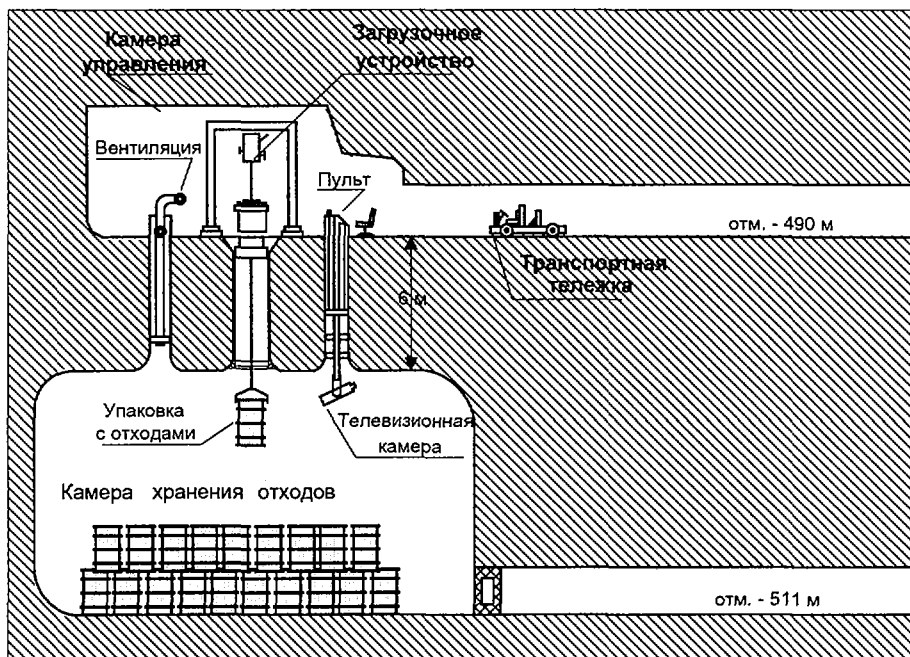


Рис. 20.5. Подземное хранилище-лаборатория в соляных шахтах Ассе (ФРГ).

При этом предусматривается получение радионуклидов в твердой стойкой форме, распределение их в прочной матрице (стеклообразной или керамической), заключение ее в контейнер из нержавеющей стали, размещение в скважине, облицованной защитным материалом, окружение скважины специальными глинами типа бентонитов с высокой сорбционной емкостью и, наконец, барьер из основной геологической формации, в которой устроено хранилище.

Таким образом, обеспечивают высокую степень безопасности для человека и окружающей среды.

В таблице 20.1 показаны основные характеристики хранилищ по захоронению РАО в геологические формации

Таблица 20.1. Хранилища по захоронению отходов в геологические формации

Страна	Место Находжен.	Установка, объект	Порода	Начало захоронен.	Срок хранен.
Бельгия,	Моль	Подземная исследовательская лаборатория (совместно с Францией)	Глины	1984	50 лет
		Хранилище САО, НАО и α -отходов	Глины		
Англия	Харуэлл	Могильник САО	Граниты или глины	~1995	50 лет
		Приповерхностное хранилище ВАО		~1992	
Канада		Подземная исследовательская лаборатория	Граниты или соль	90-е гг.	после 2010
		Могильник для кондиционированного ОЯТ или ВАО			
Франция		Подземная исследовательская лаборатория	Граниты	~1991	30-50 лет
		Могильник САО и НАО		~1990	
		Приповерхностное хранение ВАО			
ФРГ	Шахта Ассе	Хранилище НАО	Соляные формации	1967	
		Хранилище САО		1974	
		Экспериментальное хранение 10 ⁵ шаровых твэлов высокотемпературного реактора		1977	
		Экспериментальное хранение ВАО		1987	
	Рудник Конрад	Хранилище НАО и твердых отходов ядерных установок	Соляные формации	1988	
	Горлебен	Хранилище-могильник	Соляные купола	~1995	
США	Ханфорд	Хранилище отходов ядерного центра в Ханфорде	Базальт	80-е гг.	
	Карлсбад, Нью-Мексико	WIPP (Waste Isolation Pilot Plant) Опытные хранилища для α -отходов военного происхождения, подземная лаборатория	Соляные формации	1989	
	Невада	Экспериментальный могильник ОЯТ	Туф	1998	
	Невада, Техас	Могильник ВАО или ОЯТ	Гранит		
СССР		Приповерхностное хранение ВАО	Соляные формации		
Швеция		Подземное хранилище для ОЯТ	Скальные породы	С 1985	40 лет
		Могильник кондиционированных и капсулированных сборок и ТВЭЛов	Скальные породы	~2030	

Глава 21. Вывод ядерных установок из эксплуатации

В настоящее время в атомной энергетике мира сложилась такая ситуация, что введенные в эксплуатацию в 60-е и начале 70-х годов энергоблоки АЭС достигли или приближаются к исчерпанию проектного ресурса (рис. 21.1). По окончании срока эксплуатации встает вопрос об их замене более эффективными и безопасными.

В связи с этим, актуальной задачей стало проведение работ по снятию с эксплуатации отдельных энергоблоков атомных станций. За период до 2010 года только по странам бывшего СССР предстоит вывести из эксплуатации 18 энергоблоков общей электрической мощностью 8283 МВт, в том числе и блоки Чернобыльской АЭС.

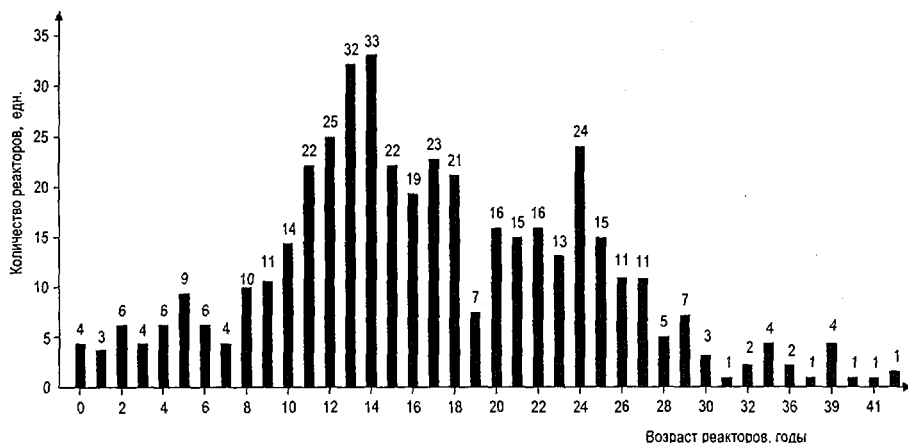


Рис. 21.1. Количество и возраст реакторных установок мира.

В Бельгии предполагается вывод из эксплуатации 7 ядерных энергоблоков. Экспертная комиссия работает над планом реализации решения федерального правительства, направленного на закрытие всех ядерных энергоблоков после достижения ими 40-летнего срока эксплуатации. Успех «зеленых» в Германии в проталкивании соглашения о ликвидации АЭС вдохновил их коллег в Бельгии. Однако в связи с этим указывается, что в Бельгии на долю ядерной энергетики приходится около 66% общего объема поставок электроэнергии, тогда как в Германии этот показатель составляет около 30%. Правительство страны должно определить затраты на снятие АЭС с эксплуатации и обращение с радиоактивными отходами. Также представлены технические выводы специальной комиссии о безъядерном развитии энергетики страны для рассмотрения общественностью.

В Германии по заявлению фирмы RWE, начата подготовка к окончательному снятию с эксплуатации АЭС «Мюльхайм-Кэрлик», которая была законсервирована с 1988 г. Эта часть обширного плана фирмы RWE по снижению издержек производства электроэнергии.

Также исследовательский реактор FRM I Мюнхенского технического университета в Гархинге будет закрыт после 43 лет эксплуатации. Реактор бассейнового типа тепловой мощностью 1 МВт называют «Атомным яйцом» за яйцеобразную алюминиевую защитную оболочку. Он был построен в 1957г. специалистами США в рамках программы «Атомы для мира». В 1968г. тепловая мощность реактора была увеличена до 4 МВт. Для его замены рядом строится реактор FRM II, который практически завершен и должен быть введен в эксплуатацию в конце 2001 г.

В Швейцарии не будут вводиться ограничения на продолжительность эксплуатации АЭС. Атомные электростанции могут эксплуатироваться, пока гарантируется безопасность. Отсутствие ограничений имеет преимущества с точки зрения экономики и охраны окружающей среды. Нецелесообразно закрывать АЭС, не выработавшие технически возможные сроки, улучшаются возможности выполнения задач по снижению выбросов парниковых газов и остается больше времени на разработку альтернативных источников энергии. Предложение о запрете заключения новых контрактов на переработку отработавшего топлива остается в силе, поскольку не решены проблемы охраны окружающей среды и по причине обнаружения загрязнения транспорта радиоактивными веществами. Действующие в настоящее время контракты с фирмами «Cogema» и «British Nuclear Fuels Ltd» (BNFL) не отменяются. Правительство также подтвердило принятую концепцию обратимого долговременного контролируемого хранения низко- и среднеактивных отходов в Велленберге. В случае выдвижения новых проектов строительства АЭС решение будет приниматься с учетом результатов референдума. Данное решение правительства было принято как часть подготовительной работы по созданию нового закона по атомной энергии, который представлен в парламент в 2001г.

Снятие с эксплуатации энергоблоков АЭС является комплексной задачей, охватывающей широкий круг вопросов, начиная с прекращения эксплуатации энергоблоков вплоть до полной ликвидации атомной станции с превращением промышленной площадки в исходное состояние, пригодное для использования в любых других целях.

В своем заявлении исполнительный директор фирмы «Entergy» Д. Хинтц отметил, что владельцы АЭС, возможно, имеют нереализованную «золотую жилу» в виде многих гектаров неиспользуемой территории вокруг ядерных реакторов, что важно для дальнейшего развития энергетики. Уже отчужденная земля могла бы быть использована для реализации других энергетических проектов. В частности, строительство электростанций на газе по соседству с ядерными реакторами не только упростит проблемы землепользования, но также обеспечит экономию средств, так как новые установки смогут использовать уже существующую на месте инфраструктуру обслуживания АЭС.

Многие площадки АЭС были спроектированы с учетом создания дополнительных установок, что означает размещение многих блоков на одной площадке, на которой имеются распределительные устройства, доступ к энергетической сети электропередачи и возможность увеличения энергопроизводства с минимальными удербom для окружающей среды и затратами.

Другим недостаточно использованным ресурсом владельцев АЭС, по словам Хингца, является их персонал. Также следует отметить вклад опыта эксплуатации АЭС в информационные технологии, ведение записей, поддержание контроля за конструкцией, подбор и обучение персонала, снабжение качественными запасными частями и оборудованием.

Снятие с эксплуатации энергоблоков АЭС требует тщательной организационной, научной и технологической проработки и подготовки к выполнению работ, а также мобилизации финансовых и технических ресурсов.

Процесс вывода ядерных установок из эксплуатации или декомиссование состоит из трех стадий.

На первой стадии (часто называемой «консервацией») установка остается фактически нетронутой. При этом не образуется большого количества отходов. Однако постоянное наблюдение и уход за установкой на этой стадии необходимы. Все делящиеся материалы на этой стадии удаляются.

Вторая стадия декомиссования заключается в удалении всех неактивных элементов и разборке частей установки, не входящих в первый контур. Части, которые остаются, относятся к первому контуру и элементам защиты. Они будут оставаться в течение длительного времени, необходимого для распада любых мельчайших остатков радиоактивных веществ (обычно 50 – 100 лет).

После этого предполагается, что оставшиеся элементы конструкции будут подвергнуты окончательному демонтажу, а получившиеся радиоактивные отходы будут захоронены одним из способов, описанными в предыдущих разделах.

Снятие с эксплуатации энергоблоков АЭС - процесс неизбежный и аналогичный снятию с эксплуатации блоков традиционных (тепловых) станций. Однако, специфика АЭС требует тщательной организационной, научной и технологической проработки и подготовки к выполнению работ, а также заблаговременного накопления финансовых и технических ресурсов на эти цели. В частности, до начала выполнения работ необходимо построить дополнительные хранилища для радиоактивных отходов, изготовить специальные инструменты, оснастку и транспортные средства.

Снятие с эксплуатации энергоблоков АС является комплексной задачей, охватывающей широкий круг вопросов, начиная от прекращения эксплуатации энергоблока, как источника производства электрической энергии, вплоть до полной ликвидации этого энергоблока или всей АЭС с возвращением промышленной площадки в исходное состояние, пригодное для использования в любых, других целях. При этом экологические последствия для района размещения АЭС как в процессе снятия с эксплуатации, так и после него, должны быть минимальными.

Очевидно, что снятие АС с эксплуатации – процесс многолетний, включающий в себя прохождение энергоблоком ряда этапов демонтажа. Наличие на АЭС радиоактивных продуктов и, следовательно наличие риска облучения персонала, утечки этих продуктов в окружающую среду требует принятия специальных мер по обеспечению безопасности и снижения этого риска до минимума.

Исходя из специфики атомной энергетики концепция, снятия с эксплуатации энергоблоков АЭС базируется на следующих принципах:

1. Снятие с эксплуатации отдельных энергоблоков или АЭС в целом производится после завершения проектного или уточненного ресурса работы, а также в случаях технической невозможности обеспечения дальнейшей безопасной эксплуатации.

2. При планировании снятия с эксплуатации энергоблоков АЭС необходимо исходить из принципа реновации (полного восстановления) или замещения выбывающих энерго мощностей новыми усовершенствованными и более безопасными энергоблоками. Это позволит избежать снижения общей мощности действующих АЭС и перевести атомную энергетику страны на более высокий уровень надежности и безопасной эксплуатации.

3. Максимально возможное полезное использование площадок АЭС, снимаемых с эксплуатации. Тем более, что многие площадки действующих АЭС имеют возможности для дальнейшего развития и сооружения новых современных энергоблоков повышенной безопасности.

4. Максимально возможное использование зданий, сооружений и оборудования снимаемых с эксплуатации АЭС с целью расширения стендовой и испытательной базы атомной энергетики для отработки проектно-конструкторских решений при создании новых ядерных энергетических установок и для выполнения научных исследований в области безопасности действующих и проектируемых АЭС.

5. Перепрофилирование снимаемых с эксплуатации энергоблоков АЭС для их использования для других практических целей и, в первую очередь, в атомной энергетике. В том числе, необходимо рассматривать варианты возможного перевода энергоблоков АЭС в режим работы атомных станций теплоснабжения или перепрофилирования АЭС в тепловые электростанции на органическом топливе с использованием отдельных зданий, сооружений и части традиционного энергетического и вспомогательного оборудования.

Технологическая последовательность снятия с эксплуатации энергоблоков украинских АЭС должна соответствовать подходу, принятому в международной практике, и включать в себя следующие этапы (рис. 21. 2):

- останов энергоблока АЭС;
- временная выдержка (консервация) энергоблока;
- длительная выдержка энергоблока в безопасном состоянии;
- демонтаж и захоронение оборудования энергоблоков;
- полная ликвидация энергоблока.

1. Останов энергоблока АЭС. Данный этап заключается в прекращении коммерческой эксплуатации энергоблока с переводом его в ремонтное состояние по программе полной выгрузки ядерного топлива и подготовке оборудования и систем к обследованию их состояния.

В этот период выполняется консервация технологического оборудования и дезактивация, сбор и концентрированно жидких радиоактивных отходов. Длительность данного этапа составляет 2 – 6 месяцев. Безопасность на данном этапе контролируется и обеспечивается штатными системами энергоблока.

2. Временная выдержка (консервация) энергоблока. На этом этапе выполняются работы и реализуются режимные мероприятия, обеспечивающие безопасность остановленного энергоблока для персонала и для окружающей среды на последующий длительный период.

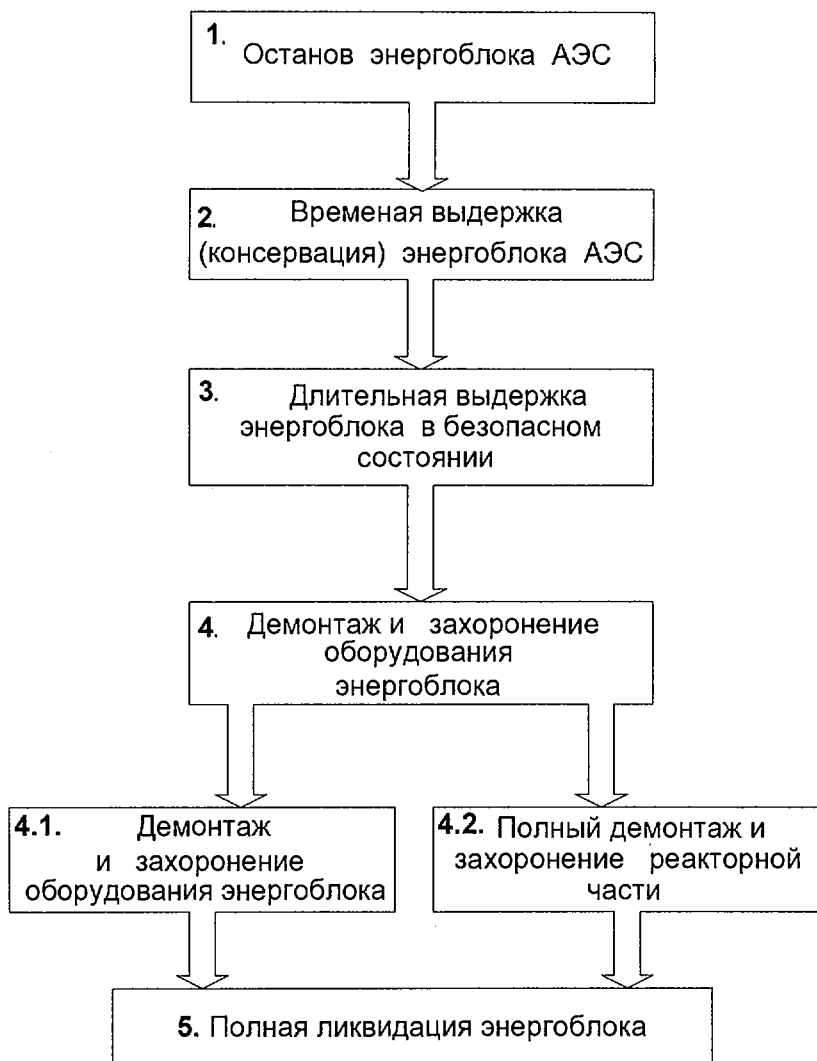


Рис. 21. 2. Технологическая последовательность работ по снятию с эксплуатации энергоблоков АЭС.

В этот период завершается вывоз с промплощадки АЭС отработавшего ядерного топлива, заканчивается строительство и ввод в эксплуатацию до-

322

полнительных сооружений для хранения радиоактивных отходов, завершаются дезактивационные работы, а также вводится ужесточенная система радиационного контроля и физической защиты зданий и сооружений. На этом этапе устанавливаются дополнительные барьеры для недопущения воздействия радиоактивности на внешнюю среду. Работы данного этапа занимают 3 – 5 лет.

3. Длительная выдержка энергоблока в безопасном состоянии. Длительная выдержка снимаемого с эксплуатации энергоблока это содержание его в радиационно-безопасном состоянии для персонала и окружающей среды, когда на реакторном и другом радиоактивном оборудовании работы по их демонтажу не ведутся.

4. Демонтаж и захоронение оборудования энергоблоков. Этот этап можно разделить на две стадии.

4.1. Частичный демонтаж оборудования. Частичный демонтаж радиоактивного оборудования и его захоронение в штатных или дополнительных хранилищах («могильниках») на территории промплощадки производится на всех энергоблоках АЭС, снимаемых с эксплуатации. При этом демонтируется все то оборудование и трубопроводы, которые не могут быть использованы и не требуют специальной технологии и особых мер для выполнения демонтажных и транспортных операций. Реализация частичного демонтажа радиоактивного оборудования начинается по мере разворота дезактивационных работ и занимает несколько лет.

4.2. Полный демонтаж и захоронение реакторной части. После завершения периода выдержки все радиоактивное оборудование энергоблока подлежит полному демонтажу и транспортировке в специальные долговременные хранилища радиоактивных материалов, либо захоронению на своих штатных местах (например, корпуса реакторов и внутри корпусные устройства могут быть забетонированы в шахте реактора).

5. Полная ликвидация энергоблока. Основной задачей данного этапа является ликвидация энергоблока и восстановление территории промплощадки, а также наземных и водных экосистем до уровня, позволяющего использовать эту территорию для других целей и обеспечивающего безопасное природоиспользование и проживание населения.

Поскольку практически все действующие АЭС в стране многоблочные, то полная ликвидация одного энергоблока не позволяет вернуть площадку для использования в других целях. Поэтому вопрос о полной ликвидации энергоблоков АЭС должен рассматриваться только в особых случаях и решаться комплексно в увязке с перспективой дальнейшего существования других энергоблоков этой АЭС.

Практика выполнения ремонтных и реконструктивных работ на АЭС подтверждает, что демонтаж и захоронение радиоактивного оборудования и конструкционных материалов могут успешно выполняться с использованием уже отработанных технологий с приемлемыми экономическими и дозовыми затратами. Снятие с эксплуатации АЭС – процесс многолетний и дорогостоящий. По оценкам ВНИИАЭС затраты на снятие АЭС с эксплуатации составляют 8 – 12 % от затрат на первоначальное строительство станции.

В настоящее время единственным местом в Украине, где проводятся практические работы по снятию с эксплуатации ядерных установок, является площадка Чернобыльской АЭС.

Эти энергоблоки являются первыми в Украине, снимаемыми с эксплуатации, и на них отрабатываются принципы и методы, которые будут использоваться для снятия с эксплуатации последующих энергоблоков. В связи с этим, на указанных блоках пока окончательно не определены конечная стадия и сроки завершения снятия с эксплуатации.

В мире работы по снятию с эксплуатации начались в начале 80-х годов. Во многих странах, обладающих ядерными технологиями, накоплен значительный опыт проведения работ по снятию с эксплуатации. Для примера рассмотрим кратко состояние вывода из эксплуатации ядерных энергоблоков в США, как страны имеющей в эксплуатации наибольшее количество ядерных энергоблоков. В США процессе вывода из эксплуатации находятся 18 энергетических ядерных реакторов.

Вывод из эксплуатации 3 энергетических ядерных реакторов («Пат-файндер», «Шорхэм» и «Форт Сэнт-Брэй») завершен.

«Шорхэм». В июне 1989г. подписано соглашение с властями штата Нью-Йорк о приостановлении энергетических операций (электростанция эксплуатировалась при полной эффективной энергонагрузке только в течение 2 дней). В феврале 1992г. властям штата передана лицензия на вывод из эксплуатации. В июне 1992г. утвержден план вывода из эксплуатации методом вывода из эксплуатации, при котором оборудование, сооружения и секции установки и объекта, содержащие радиоактивные загрязнители, удаляются или дезактивируются до уровней, позволяющих использовать участок без наложения ограничений через короткое время после прекращения операций. В июне 1994г. отработанное ядерное топливо передано на электростанцию «Лимерик». В октябре 1994г. демонтаж завершен и в апреле 1995г. действие лицензии прекращено.

«Форт Сэнт-Брэй». В августе 1989г. электростанция остановлена из-за ухудшения состояния оборудования. В июне 1992г. ядерное топливо помещено в сухое хранилище. В ноябре 1992г. утвержден план вывода из эксплуатации. В сентябре 1993г. удалена бетонная крышка корпуса ядерного реактора после того, как она была предварительно подвергнута механическому напряжению. В апреле 1994г. все графитовые блоки отражателя удалены и отгружены для захоронения. В декабре 1996г. демонтаж и дезактивация завершенны и в августе 1997г. действие лицензии прекращено.

2 энергетических ядерных реактора («Троян» и «Янки Ровз») в настоящее время демонтируются.

«Янки Ровз». Остановка произведена в октябре 1991г. План вывода из эксплуатации утвержден в феврале 1995г. Весной 1997г. выдана лицензия на opravку корпуса ядерного реактора на участок для захоронения. Планируется обеспечить хранение отработанного ядерного топлива в сухих контейнерах, однако пока еще не принято окончательного решения.

«Троян». Остановка произведена в ноябре 1991г. 1 ноября 1995г. завершено выполнение проекта удаления крупного компонента. План вывода из эксплуатации утвержден в апреле 1996г. Рассматривается возможность уда-

ления сосуда высокого давления, не затрагивая внутрикорпусные компоненты ядерного реактора и отгрузки его баржей на хранилище низкоуровневых отходов в Ханфорде. В качестве поставщика сухих контейнеров для хранения выбрана компания «Сьерра Нуклид».

Также в США запланирован немедленный демонтаж 2 энергетических ядерных реакторов («Биг Рок Пойнт» и «Хаддам Нэк»).

«Биг Рок Пойнт». Срок действия лицензии на эксплуатацию до 31 мая 2000г. В июне 1997г. объявлено, что «Биг Рок» должен будет прекратить работу 30 августа 1997г. Планируется начать немедленный демонтаж, который должен быть завершен в течение 5 лет после остановки. Транспортируемая сухая контейнерная система для хранения топлива будет совместима с отработанным ядерным топливом, поступающим как с «Биг Рок», так и с «Палисаде»

«Хаддам Нэк». Остановка произведена в июле 1996г. 5 декабря 1996г. объявлено о прекращении работы и извлечении топлива из корпуса ядерного реактора. Отчет о действиях по выводу из эксплуатации после остановки запланировано представить на рассмотрение в сентябре 1997г.

10 энергетических ядерных реакторов (трубчатый реактор «Каролинас-Вирджиния», «Дрезден 1», «Ферми 1», кипящий ядерный реактор «Валлечитос», «Хамболдт Бэй 3», «Ля Кроссе», «Пич Ботгом 1», «Ранчо Секо», «Сан Онофрэ 1» и «Индиан Пойнт 1») находятся в стадии долгосрочного хранения или запланированы для такого хранения.

«Дрезден 1». Остановлена в октябре 1978г. План вывода из эксплуатации и продление лицензии утверждены в сентябре 1993г. Работы продолжаются в соответствии с утвержденным планом. Хранение топлива в сухотарных контейнерах. Загрузка первого контейнера с «Дрезден 1» начата в ноябре 1998г.

«Ферми 1». Остановлен в сентябре 1972г. План вывода из эксплуатации *SAFSTOR* (метод вывода из эксплуатации, при котором ядерная установка поддерживается при условиях, позволяющих хранить ее, а впоследствии дезактивировать, до уровней, делающих возможным ее использование без наложения ограничений) утвержден в апреле 1989 г. Лицензия продлена до 2025г. Отработавшее ядерное топливо удалено с объекта. Приняты меры по устранению опасности, вызываемой промышленными отходами (натрий, асбест и др.).

«Хамболдт Бэй 3». Остановлена в июле 1976г. План вывода из эксплуатации утвержден в июле 1988г. Лицензия продлена до 2015г. Были предприняты значительные усилия, для того чтобы остановить приток подземных вод в локализационный отстойник. Осуществлены мероприятия по частичному демонтажу. Отработавшее ядерное топливо остается на объекте в бассейне для отработавшего ядерного топлива.

«Ля Кроссе». Электростанция была остановлена 30 апреля 1987г. План вывода из эксплуатации *SAFSTOR* утвержден 7 августа 199 г. Отработавшее ядерное топливо отправлено в контролируемое извлекаемое хранилище для отработавшего ядерного топлива в штате Юта при возможности использования его совместно с другими энергообъектами.

«Пич Ботгом 1». Остановлена в октябре 1974г. План вывода из экс-

плутации *SAFSTOR* утвержден в июле 1975г. Лицензия продлена до 2015г. Отработанное ядерное топливо удалено с объекта.

«Ранчо Секо». Остановка была произведена в июне 1989г. План вывода из эксплуатации *SAFSTOR* утвержден в марте 1995г. Были заново оценены альтернативные варианты вывода из эксплуатации и принят вариант поэтапного (постепенного) демонтажа в соответствии с пересмотренными правилами нормативного регулирования вывода из эксплуатации, допускающими такой подход. В настоящее время произведен демонтаж вторичных систем (некоторые секции которых загрязнены). Площадка независимой установки для хранения отработанного ядерного топлива возведена, а горизонтальные модули хранилища доставлены. КЯР США выполнен анализ лицензионной заявки на многофункциональный контейнер (хранение и транспортировка).

«Сан Онофрэ I». Остановлен в ноябре 1992г. Работы выполняются в соответствии с утвержденными техническими условиями на постоянную разгрузку активной зоны ядерного реактора. Предлагаемый план вывода из эксплуатации *SAFSTOR* стал частью отчета о действиях по выводу из эксплуатации после остановки, однако компания «Саутерн Калифорния Эдисон» представила на рассмотрение обновленный отчет действий по выводу из эксплуатации после остановки.

Рассматривается возможность использования независимой установки для хранения отработанного ядерного топлива.

«Индиан Пойнт I». Остановлена в октябре 1974г. Распоряжение об утверждении плана вывода из эксплуатации *SAFSTOR* было выпущено в январе 1996г. Лицензия продлена до 2006г. Отработанное ядерное топливо будет оставаться на объекте до тех пор, пока в распоряжении не будет иметься федеральное хранилище.

Кроме того, разрабатывается стратегия в отношении энергетического ядерного реактора **«Мэйн Янки».**

В июне 1988г. Комиссия ядерного регулирования (КЯР) США выпустила исчерпывающие правила по выводу из эксплуатации, относящиеся к энергетическим и неэнергетическим ядерным реакторам, независимым объектам хранения отработанного ядерного топлива, заводам повторной переработки топлива, заводам по изготовлению топлива, заводам гексафторида урана и ядерным объектам нетопливного цикла.

В рамках этих правил были отражены три области, имеющие важное значение для вывода из эксплуатации:

- аспекты безопасности;
- гарантия финансового обеспечения;
- воздействие на состояние окружающей среды.

Согласно правил КЯР США должен быть составлен предварительный план вывода из эксплуатации за 5 лет до запланированного окончания эксплуатации. В него включены следующие вопросы:

- сметная оценка затрат/план по конкретному участку для регулирования финансовых средств;
- оценка факторов, оказывающих влияние на вывод из эксплуатации, предусматривают альтернативные варианты вывода из эксплуатации (*SAFSTOR* и т. д.);

- необходимость осуществления серьезных технических мероприятий;
- удаление высоко- и низкоуровневых отходов;
- уровни остаточной радиоактивности;
- другие факторы, относящиеся к конкретному участку;

План вывода из эксплуатации, который должен быть подготовлен в течение 2 лет после остановки и не позже чем через 1 год до истечения срока действия лицензии на эксплуатацию. План должен включать следующие мероприятия: предназначенные для выбора альтернативные варианты; меры контроля для охраны здоровья населения и обеспечения его безопасности; описание окончательного дозиметрического контроля; обновленная оценка сметных затрат и сравнение с финансовыми средствами; технические характеристики, обеспечение качества, план физической безопасности.

КЯР США рассматривала план вывода из эксплуатации и в случае его приемлемости отдавала распоряжение о выводе из эксплуатации, утверждающее план и предоставляющее лицензиату разрешение на реализацию плана.

Гарантия финансового обеспечения. Лицензиаты энергетических ядерных реакторов должны были создавать траст-фонды для накопления денежных средств, предусматривая, что все финансовые средства, предназначенные для вывода из эксплуатации, будут доступны во время постоянной остановки

Воздействие на состояние окружающей среды. Опыт работы в соответствии со старыми правилами показал, что при выводе из эксплуатации обычно не возникают существенные экологические вопросы.

Для Правил 1988г. был выполнен общий анализ воздействия на состояние окружающей среды, и было исключено требование представления отчета о воздействии на состояние окружающей среды для конкретной электростанции при выводе ее из эксплуатации, если только такое воздействие на конкретном участке находилось в пределах границ, допускаемых общим анализом.

Преждевременно остановленные реакторы. Все электростанции, вывод из эксплуатации которых начался после выхода Правил 1988г., были остановлены до истечения срока действия лицензий на эти электростанции.

Предварительные планы вывода из эксплуатации не могут представляться за 5 лет до остановки, поскольку никому заранее неизвестно, когда будет произведена остановка. После остановки лицензиаты хотели как можно скорее начать мероприятия по выводу из эксплуатации, для того чтобы сэкономить денежные средства, однако вместо этого они должны были представить план вывода из эксплуатации и ждать до тех пор, пока КЯР не рассмотрит и утвердит его.

Опыт, приобретенный из анализа многочисленных планов вывода из эксплуатации, показал, что мероприятия по выводу из эксплуатации обычно не были более сложными по сравнению с работами, которые обычно выполнялись на действующих электростанциях с ядерными реакторами без предварительного разрешения КЯР

Поэтому, были предприняты мероприятия для модификации Правил 1988 г., для того чтобы сократить объем документов, представляемых на рас-

смотрение лицензиатами, а также сократить усилия, затрачиваемые на рассмотрение и утверждение этих документов со стороны КЯР

В соответствии с планом вывода из эксплуатации **DECOM** (немедленный демонтаж) активированные или зараженные секции установки удаляются или дезактивируются до уровня, допускающего разблокировку установки для ее использования с наложением или без наложения ограничений.

В соответствии с планом вывода из эксплуатации **SAFSTOR** допускается спад уровней радиации в течение до 60 лет; после этого производится демонтаж установки.

В соответствии с планом вывода из эксплуатации **ENTOMB** (метод вывода из эксплуатации при котором радиоактивное загрязнение остается в материале, имеющем в структурном отношении, длительный ресурс, например, бетон) радиоактивные загрязнители сохраняются и подвергаются мониторингу до тех пор, пока радиоактивность не понизится до уровней, допускающих снятие запрета на использование объекта (в настоящее время допускается только 60-летний период).

План вывода из эксплуатации DECOM (немедленный демонтаж). Оперативное устранение радиоактивности, для того чтобы сделать возможным ограниченный или неограниченный доступ.

Преимущества: Становится возможным оперативное использование участка для других целей. В распоряжении имеется опытный эксплуатационный персонал ядерного реактора и используются опытные работники. Не требуется долгосрочное обслуживание и наблюдение. Отсутствует риск возникновения событий, вызывающих нарушения, и утечек во время хранения (озабоченность населения).

Недостатки: Наиболее высокое профессиональное радиоактивное облучение (1215 чел.-бэр). Возникают осложнения, если топливо должно оставаться на участке.

Работы в соответствии с планом вывода из эксплуатации **DECOM** выполнены на объектах «Форт Сэнт-Врэйи» и «Шорхэм»; в настоящее время работы ведутся на объектах «Янки Ровз» и «Троян»; работы запланированы на объектах «Мэйн Янки» и «Биг Рок Принт».

План вывода из эксплуатации SAFSTOR (демонтаж с задержкой). Удалить топливо, радиоактивные жидкости и другие радиоактивные отходы. Сохранить установку до тех пор, пока распад радиоактивных материалов не приведет к снижению уровней радиоактивности, после чего произвести демонтаж установки до 60 лет).

Преимущества: Наиболее низкое профессиональное радиоактивное облучение (10 лет – 664 бэр; 30 лет – 333 бэр; 100 лет – 308 бэр). Уменьшается объем низкоуровневых расходов (до 90% в течение 50-летнего периода распада). Совместимость с хранением отработанного ядерного топлива на объекте.

План вывода из эксплуатации **SAFSTOR** часто используется на многоблочных участках, когда некоторые блоки останавливаются, в то время как другие продолжают работать, особенно, если системы используются одновременно для эксплуатирующихся или остановленных блоков. Затраты на обслуживание и наблюдение во время хранения при поддержке штатного

персонала эксплуатирующегося(-ихся) блока(-ов). На выбор вариантов вывода из эксплуатации значительное влияние оказывают потенциальные неопределенности в затратах на удаление низкоуровневых расходов, а также доступность финансовых средств на вывод из эксплуатации, предоставляемых регулирующим органом, осуществляющим надзор за уровнем отходов энергообъектов

Недостатки: Требуется долгосрочная программа обслуживания и наблюдения. В распоряжении нет опытного персонала, который мог бы оказать помощь в осуществлении демонтажа.

10 энергетических ядерных реакторов в США охвачены планом вывода из эксплуатации SAFSTOR.

План вывода из эксплуатации ENTOMB. Заключение радиоактивных загрязнителей в конструктивных материалах с длительным ресурсом.

Преимущества: Наиболее низкое профессиональное радиоактивное облучение. Относительно низкие затраты (если захороненный корпус позже не был демонтирован)

Недостатки: Практически нецелесообразный метод для энергетических ядерных реакторов, из-за того что продукты активации (^{59}Ni , ^{63}Ni , ^{94}Nb) в течение длительного времени находятся в корпусе реактора и внутрикорпусных компонентах. Целостность конструкции должна сохраняться в течение более 100 лет. Министерство энергетики захоронило 3 демонстрационных ядерных реактора США («Халлум», «Пиква» и «Бонус»).

КЯР США в настоящее время заново оценивает методику ENTOMB с возможностью ограниченного разблокирования.

В 1995 – 1997 годах совместно с компанией АЕА Technology на площадке Чернобыльской АЭС были проведены работы по анализу текущего состояния энергоблоков ЧАЭС и разработке предварительного плана снятия ЧАЭС с эксплуатации. Данные проектные проработки подтвердили, что выбранный вариант снятия с эксплуатации с консервацией основного технологического оборудования в существующих строительных конструкциях на 20 – 30 лет с проведением минимально необходимых работ по дезактивации и демонтажу не противоречит принятой международной практике.

Также в ходе проекта специалистами Украины и компании АЕА Technology был разработан «Предварительный план снятия с эксплуатации энергоблоков Чернобыльской АЭС», который стал основой для разработки дальнейших документов определяющих деятельность ЧАЭС в области снятия с эксплуатации.

В отчете АЕА Technology были даны предварительные оценки стоимости основных работ по подготовке к снятию с эксплуатации. Общая стоимость работ по снятию энергоблоков ЧАЭС в течение первых 15 лет была оценена в 570 млн. \$. Более поздняя переоценка стоимости работ, проведенная в рамках проекта OSAT международным консорциумом под руководством французской фирмы SGN, составила 650 млн. \$. Данные оценки согласуются с оценками, проведенными украинскими специалистами.

Многие из мероприятий по подготовке к снятию с эксплуатации, предложенных в отчете АЕА Technology, в настоящее время реализуются на площадке Чернобыльской АЭС.

В настоящее время специалисты АЕА Technology проводят для ЧАЭС семинары по передаче передового опыта снятия с эксплуатации (последние семинары были посвящены планированию работ по снятию с эксплуатации и анализу безопасности при проведении запланированных работ).

Другим крупным партнером является Департамент энергетики США. При сотрудничестве с американскими коллегами было реализовано большое количество проектов, направленных на повышение безопасности энергоблоков Чернобыльской АЭС.

Активное участие в передаче опыта снятия с эксплуатации в Украине принимает МАГАТЭ. Эксперты этой организации регулярно проводят для украинских организаций семинары по тематике снятия с эксплуатации.

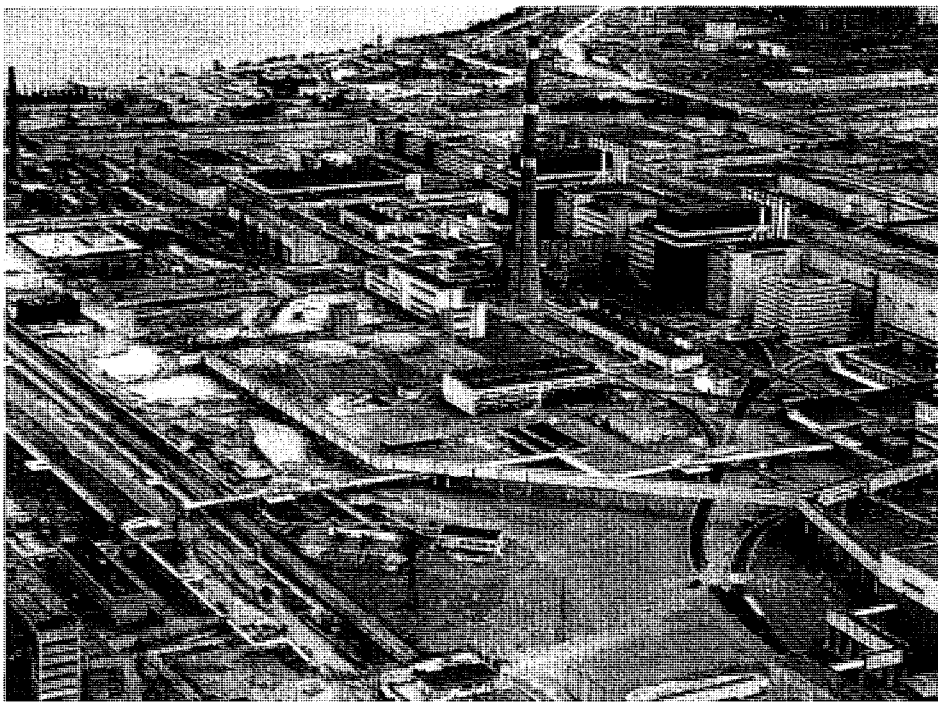


Рис. 21. 3. Общий вид промплощадки Чернобыльской АЭС.

Необходимо также отметить, что в отличие от общей тенденции на сокращение объема технической помощи, оказываемой Украине, МАГАТЭ расширяет свой вклад. Недавно МАГАТЭ совместно с Чернобыльской АЭС начали работу по 2-м новым проектам – «Изучение ТСМ объекта «Укрытие»» и «Передача технологий по снятию с эксплуатации». Также МАГАТЭ финансируются работы по разработке Плана обращения с водоемом-охладителем Чернобыльской АЭС.

Как видно, международное сотрудничество в области подготовки к снятию с эксплуатации Чернобыльской АЭС широко и многогранно. В целях координации международной технической помощи на площадке ЧАЭС работает группа OSAT. В целях изучения мирового опыта снятия с эксплуатации Чернобыльская АЭС совместно со Славутичской лабораторией международных исследований и технологий организует проведение международных семинаров и конференций, участие в которых принимают иностранные специалисты и эксперты МАГАТЭ.

Блоки Чернобыльской АЭС (рис. 21.3) переведены в ядерно-безопасное состояние, завершается переработка эксплуатационных радиоактивных отходов и проведение комплексного инженерного и радиационного обследования. Следующая предстоящая стадия – частичный демонтаж оборудования и систем с сохранением зданий и сооружений, локализация реакторов в сборе на штатном месте для хранения их под наблюдением, организация в помещении турбинного зала цеха по переработке радиоактивных отходов.

В дальнейшем предусматривается частичный демонтаж оборудования, локализацию высокорadioактивного оборудования на штатном месте для хранения под наблюдением и организацию цеха по переработке РАО на базе помещений реакторных отделений.

Текущее состояние энергоблоков ЧАЭС:

Блок №1 – остановлен 30.11.96г. В соответствии с Постановлением Кабинета Министров Украины №1445 от 22.12.97 года подлежит досрочному (до окончания проектного ресурса) снятию с эксплуатации. Разработан комплект необходимых документов и получено разрешение регулирующего органа на начало работ по прекращению эксплуатации (15.12.98г.).

Блок №2 – остановлен 11.10.91г. В соответствии с Постановлением Кабинета Министров Украины №361 от 15.03.99 года подлежит досрочному снятию с эксплуатации. Разработан комплект необходимых документов и получено разрешение регулирующего органа на начало работ по прекращению эксплуатации (27.12.2000г.).

Блок №3 – остановлен 15.12.2000г. В соответствии с Постановлением Кабинета Министров Украины №1747 от 29.11.2000 года подлежит досрочному снятию с эксплуатации.

По состоянию на сегодняшний день на энергоблоках №1, 2 завершаются работы по удалению рабочих сред и потенциально опасных субстанций из оборудования, использование которого не предполагается, а также выполнен большой объем работ по окончательному останову отдельных систем и оборудования.

В настоящее время на Украине еще не создана система захоронения РАО, гарантирующая безопасность локализации РАО на длительные периоды времени. На современном уровне в основу любой системы обращения с РАО закладывается комплексный подход к их кондиционированию, а также принцип многобарьерной защиты биосферы от вредных влияний отходов. В соответствии с Государственной программой Украины по обращению с РАО, на период до 2005 года система обращения с РАО АЭС должна состоять из:

- центрального предприятия АЭС по переработке и временного хранения РАО (ЦППРО);

- сети предприятий по сбору и предварительному кондиционированию РАО;
- унифицированного транспортно-контейнерного комплекса;
- учета, оперативной связи и радиационного контроля.

Базовым элементом системы обращения с РАО является ЦППРО, где используются наиболее сложные технологии переработки РАО. На АЭС используются простые технологии подготовки РАО к транспортированию, сортировке и компактированию ТРАО, переработка ЖРАО на установках глубокого выпаривания до получения солевого плава.

Технологическая оснащенность ЦППРО должна обеспечивать требования обращения с РАО, которые возникают не только в процессе работы, но и во время вывода АЭС из эксплуатации.

Особое значение имеет проблема обращения с РАО, образованных вследствие Чернобыльской аварии в 1986 году. Основными объектами образования и сосредоточения РАО в зоне отчуждения являются:

- объект «Укрытие»;
- Чернобыльская АЭС;
- пункты временной локализации РАО (ПВЛРО);
- пункты захоронения РАО (ПЗРО);

Специфика отходов в зоне отчуждения обусловлена большим количеством и разнообразием отходов, их составом, активностью (все категории РАО) и наличием α -излучателей.

Стратегия обращения с РАО зоны отчуждения заключается в следующем:

- извлечение РАО из объекта «Укрытие» и ПВЛРО путем разделения их на ядерно-опасные и ядерно-безопасные;
- обеспечение контролируемого хранения контейнеров с высокоактивными отходами в хранилищах поверхностного типа, оснащенных системами перегрузки, контроля безопасности;
- создание производственного комплекса для сбора, сортировки, переработки и захоронения низкоактивных и среднеактивных РАО зоны отчуждения;
- схема обращения с РАО зоны отчуждения должна основываться на решениях, ведущих к минимизации вредного влияния объектов с РАО на окружающую среду, с приведением их в будущем в экологически безопасное состояние.

Проведя детальный анализ разнообразных схем, а также опираясь на разработки, проведенные работниками производственного предприятия «Вектор», С.Г. Пичуриным, А.Д. Новиковым и С.Г. Танским [62, 63] авторами была определена наиболее оптимальная схема управления отраслью обращения с РАО, которая представлена на рис. 21.4.

Эта схема в целом сохраняет характеристики, предложенные Пичуриным С.Г., но здесь задействовано Государственное специализированное предприятие «Комплекс», которое в настоящее время является практически единственной организацией занимающейся обращением с РАО зоны отчуждения и ЧАЭС. Производственное предприятие «Вектор» пока находится в начальной стадии строительства.

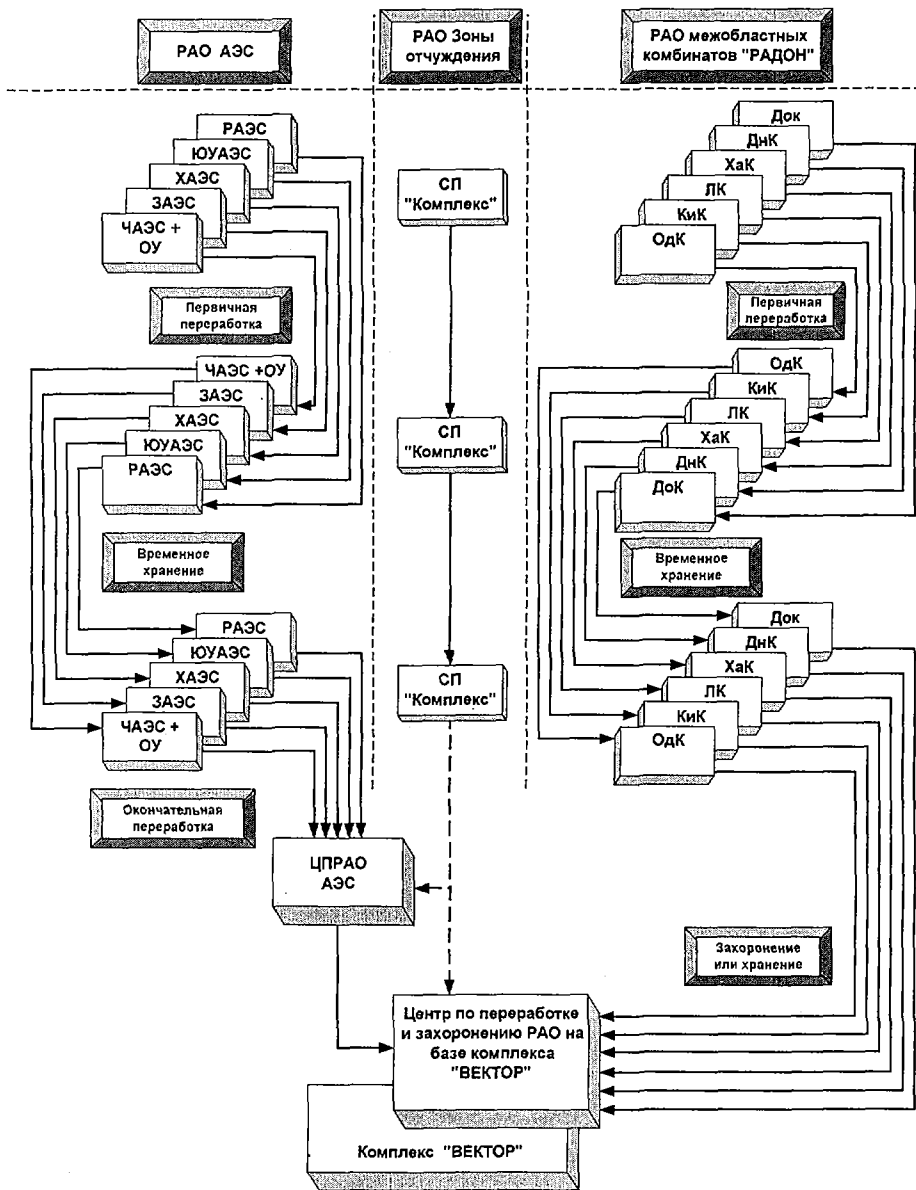


Рис. 21. 4. Схема обращения с РАО.

Глава 22. Основные концепции хранилищ радиоактивных отходов

Любая индустриальная деятельность, связанная с потреблением природных ресурсов, неизбежно приводит к образованию отходов. Не является исключением в этом отношении и атомная энергетика. При работе АЭС образуются твердые, жидкие и газообразные отходы. Загрязненные радиоактивными веществами оборудование, спецодежда, инструмент и т.п. захораниваются в специальных хранилищах. Также в отдельных специальных хранилищах собирают и жидкие отходы. Основной целью обращения с РАО, включая окончательное захоронение в приповерхностные или глубокие геологические подземные хранилища, является **долговременная защита человека и окружающей среды от вредного влияния радионуклидов** содержащихся в отходах. На рис. 22.1 показано для примера хранилище радиоактивных отходов Андра (Франция).

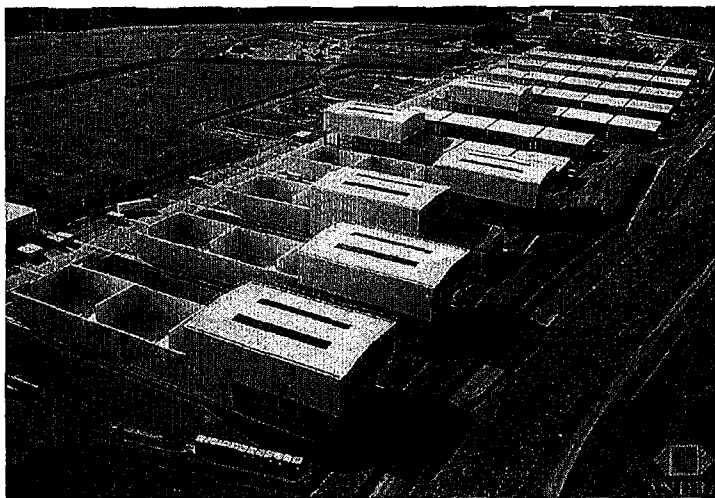


Рис. 22.1. Хранилище РАО (ANDRA, Франция).

Хранение РАО играет важную роль в обращении с отходами. Хранение подразумевает размещение отходов в пригодном месте с возможностью их последующего извлечения. Захоронение, напротив, предназначено для размещения отходов в постоянном хранилище без намерения извлечения их в будущем.

Хранилище не переработанных и/или связанных (иммобилизированных) и упакованных отходов может быть создано с разными целями на различные периоды времени многими способами. На тип хранилища главным образом влияют характеристики отходов, которые должны в нем храниться. Таким образом, существует тесная связь между переработкой и упаковкой отходов, например, между свойствами формы и упаковки РАО с одной сторо-

ны и методами хранения, транспортировки и окончательного захоронения, с другой.

Существует два различных этапа хранения при обращении с РАО – буферное хранение не переработанных отходов, и промежуточное хранение кондиционированных отходов.

Цели этих фаз хранения можно сформулировать так (рис.22.2):

- эксплуатационное хранение (например, хранение отходов в ожидании кондиционирования или транспортировки);
- безопасная выдержка в течение периода радиоактивного распада перед последующими этапами обращения с отходами;
- промежуточное хранение кондиционированных отходов (например, безопасное содержание отходов до создания окончательных хранилищ или начала кампании по захоронению).

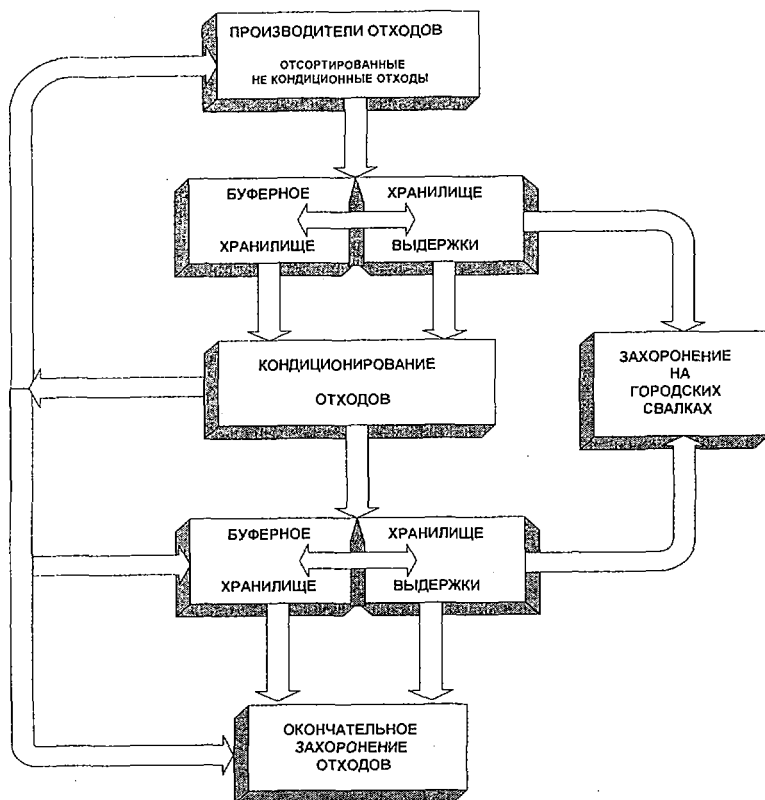


Рис. 22.2. Основные этапы обращения с РАО.

Эти задачи направлены на обеспечение общей безопасности путем минимизации облучения персонала и населения, включая долговременные воздействия, соответствии с руководствами МКРЗ и МАГАТЭ. Практика обра-

щения с радиоактивными отходами, однако, требует более количественной классификации, которая будет удовлетворять строгим требованиям безопасности. Поэтому для конкретных целей обращения с отходами на конкретных ядерных установках, для транспортировки и разработки национальной стратегии обращения с отходами, где выбранный способ захоронения играет наиболее важную роль, часто используют иные «практические» классификации отходов.

При стратегии обращения с РАО, предполагающей поверхностное захоронение низкоактивных и среднеактивных РАО с короткоживущими изотопами, а также захоронение высокоактивных и других видов отходов, содержащих значительные количества долгоживущих изотопов, в геологические хранилища, должна быть проведена четкая дифференциация между этими группами и определены специальные критерии приемлемости.

При стратегии, рассматривающей только захоронение в геологических подземных хранилищах, нет необходимости в такой строгой дифференциации. Однако, может быть необходима дифференциация между теплогенерирующими и остальными типами отходов, так как первые не подходят для захоронения во все геологические формации.

Следовательно, может быть использован подход к категоризации отходов, основанный на особенностях площадки, например, такой, как критерии приемлемости, разработанные для планируемой площадки захоронения в неэксплуатируемой железорудной шахте Конрад возле Брауншвейга (Braunschweig) в Германии. Это хранилище планируется для захоронения радиоактивных отходов с малым уровнем тепловыделения, при котором температура вмещающих пород не может повыситься в результате размещения контейнеров с отходами более, чем на 3° в среднем.

Теплогенерирующие отходы, главным образом РАО переработки отработанных топливных элементов или отработанные топливные элементы, кондиционированные для прямого захоронения, планируется, размещать в геологическом хранилище в соляной формации (соляной купол Горлебен).

Выше было показано преимущественное влияние политики в области захоронения отходов на классификацию и категоризацию отходов. Одновременно было показано, что критерии приемлемости для конкретного хранилища представляют собой существенные качественные условия, которые должны соблюдаться для упаковки и формы отходов. Они являются, таким образом, не только важными задачами, которые должны быть решены при кондиционировании отходов, но и важными характеристиками, которые следует принимать во внимание при промежуточном хранении на соответствующих установках и с использованием соответствующих методов хранения. Если эти предварительные требования будут полностью соблюдены, то не будет необходимости в дополнительной обработке отходов, такой, как, например, перупаковка извлекаемых из хранилища отходов.

Буферное хранение не переработанных отходов в общем рассматривается как часть деятельности производителя отходов по их сбору и разделению. Возможность хранения на площадке позволяет выполнять безопасное раздельное хранение отходов различных категорий, в ожидании передачи и перевозки на установку переработки отходов, расположенную на площадке,

или на центральное перерабатывающее предприятие (ЦППРАО), обслуживающее различные ядерные установки. В некоторых случаях в буферных хранилищах собирается значительное количество не переработанных отходов до начала кампании по кондиционированию в мобильных установках по переработке вне площадки.

Соответствующие емкости для сбора жидких отходов должны обеспечивать возможность раздельного хранения жидких отходов в зависимости от химического состава, вида и происхождения (например, дезактивационные растворы, шламы, смены ионообменных фильтров и т.п.). Исходя из активности и содержания радионуклидов должна быть обеспечена достаточная биологическая защита.

Соответствующая биологическая защита, в виде хранения в местах с соответствующей защитой, или размещения отходов в защитных контейнерах многоразового использования, необходима также для разделенных твердых отходов с мощностями доз, превышающими возможность прямого обращения.

Аккуратная упаковка в защитные транспортные контейнеры так или иначе необходима, если перевозка отходов на перерабатывающую установку производится по обычным дорогам, в соответствии с национальными и международными транспортными требованиями.

Очевидно, что на централизованном предприятии по переработке отходов также необходимо иметь буферное хранилище для хранения различных поступающих категорий отходов и, одновременно, используемое как эксплуатационная буферная емкость.

Разработка и определение размера всех буферных хранилищ должны основываться на тщательном анализе и оценке производства отходов, принимая во внимание состав и характеристики отходов, их удельную активность и содержащиеся радионуклиды, удельную скорость производства отходов, разделение и возможную первичную переработку, проводимые производителем отходов, практическое осуществление будущих кампаний по захоронению отходов и т.д.

При отсутствии не радиологической опасности, предпочтительно избегать кондиционирования радиоактивных отходов, содержащих короткоживущие радионуклиды, посредством тщательной организации хранилища выдержки этих отходов. Основную опасность, которую следует принимать во внимание в этом случае, представляют летучие, огнеопасные, биологически нестабильные или токсичные отходы.

Хранилище выдержки может в общем использоваться для обычных разделенных низкоактивных отходов, получаемых при использовании радиоизотопов в медицине, в университетах, в специальных научно-исследовательских лабораториях и других организациях. К этой группе относятся такие радиоизотопы, как ^{32}P ($t_{1/2} = 14,3$ сут.), ^{99}Mo ($t_{1/2} = 66$ ч), ^{125}J ($t_{1/2} = 60,14$ сут.), ^{131}J ($t_{1/2} = 8,04$ сут.) и ^{192}Ir ($t_{1/2} = 74,02$ сут.).

При радиоактивности от $3,7$ до 37 МБк/м³ ($0,1 - 1$ МКи/м³) выдержка в течение десяти периодов полураспада ($T_{1/2}$) может уменьшить остаточную радиоактивность до и ниже уровня, позволяющего захоронение вместе с обычными нерадиоактивными отходами.

Выдержка отходов, содержащих радиоизотопы с периодом полураспада от 6 недель до одного года, в хранилище должна быть тщательно проанализирована, так как время распада может быть оценено как очень длительное и не подходит для данного метода, вследствие возможного риска, связанного с долговременным хранением не кондиционированных отходов.

Тем не менее, изъятие небольших количеств очень низкоактивных отходов из-под общего регулирующего контроля находится на рассмотрении на международном уровне в течение нескольких лет.

Установлены принципы изъятия, определяющие радиологические критерии изъятия, однако задача перевода в значения активности для изымающихся материалов все еще решается. Как только будут международно согласованы минимальные значения и пределы активности для хранилищ выдержки радиоактивных отходов, содержащих изотопы с выше упоминавшимися периодами полураспада, они будут также представлять интерес как возможный вариант для схемы обращения с РАО.

Выдержку необработанных радиоактивных отходов до уровня активности, позволяющего захоронение на местных свалках, лучше всего совмещать с буферным хранением. Однако должны быть установлены соответствующие требования по тщательному разделению отходов выдержки от тех, которые ожидают последующего кондиционирования.

Также следует отметить хранение с выдержкой, направленное на облегчение последующей обработки отходов, их кондиционирования и захоронения. Оработанные топливные элементы, например, находящиеся на выдержке или «охлаждающем» хранении в течение одного или нескольких лет до последующего восстановления.

Образующиеся концентраты жидких высокоактивных отходов, содержащие продукты деления, повторно хранят в течение некоторого периода для уменьшения активности и тепловыделения перед проведением остеклования. Полученные в результате остеклованные блоки обычно хранят в течение нескольких десятилетий для уменьшения их активности и тепловыделения до значений, приемлемых с точки зрения безопасности для захоронения в геологические формации выбранного подземного хранилища.

Период первых двух десятилетий можно рассматривать как специальное буферное хранение, последующие – как промежуточное хранение. Все три установки хранения, т.е. реакторные и восстановительные бассейны выдержки, емкости для хранения высокоактивных концентратов и, наконец, установка хранения остеклованных блоков, характеризуются мощными системами отвода тепла и радиационной защитой, т.е. все они являются довольно сложными технологическими установками.

Для сред неактивных радиоактивных отходов облегчение этапов обращения с отходами, таких как собственно обращение, кондиционирование, транспортировка и захоронение, может быть также в принципе достигнуто посредством хранения с выдержкой, однако, практически, оно применяется только в исключительных случаях. Также в этом случае справедливы соображения, описанные выше для буферного хранения.

Основной причиной промежуточного хранения упаковок с кондиционированными радиоактивными отходами обычно является отсутствие пло-

шадки для их захоронения. Промежуточное хранилище может быть также использовано как буферная емкость перед захоронением. Как уже было отмечено, промежуточное хранение может быть использовано и для уменьшения активности со временем, чтобы упростить последующие работы, а также для соблюдения частных критериев приемлемости, таких, как активность и/или тепловыделение, установленных с точки зрения одновременной безопасности для выбранного хранилища и технологии захоронения.

Промежуточное хранилище может быть расположено:

- при установке по кондиционированию отходов,
- как централизованное промежуточное хранилище, вне производителя отходов и/или предприятия по кондиционированию отходов, или при окончательном хранилище.

Выбор расположения установки хранения в общем основывается на результатах детального анализа безопасности, эксплуатационных и финансовых соображениях.

Как было отмечено выше, формы и упаковки отходов во многих случаях определяются критериями приемлемости, установленными для окончательного захоронения. Условия промежуточного хранения должны соответствовать этим характеристикам для того, чтобы гарантировать качество упаковок с отходами до их перемещения в окончательное хранилище. В том случае, когда критерии приемлемости для окончательного хранилища еще не разработаны, при рассмотрении вопросов безопасности принимают во внимание и условия промежуточного хранения, и варианты долговременного захоронения, которые, вероятнее, будут служить основой для установления критериев приемлемости и качества для форм и упаковок отходов. Проектные особенности промежуточного хранилища и принципиальные технологии промежуточного хранения, главным образом определяются характеристиками упаковок отходов, например, свойствами форм отходов, содержащимися радионуклидами и их активностью, тепловыделением, качеством упаковки и ее защитными свойствами и т.д. Некоторые из этих особенностей кратко описаны в следующем разделе.

Большинство хранилищ представляют собой инженерные сооружения, в исключительных случаях также используется хранение на специально выделенной площадке. Хранение на площадке характеризуется хранением упаковок на подготовленной площадке на открытом воздухе или, возможно, в простых открытых, либо перекрытых для защиты от неблагоприятных погодных условий сооружениях, ангарах. Этот тип промежуточного хранения возможен только для упаковок с высокой защитой, мощность дозы на поверхности которых позволяет прямой доступ и обращение. Примерами являются:

- площадка хранения цементных кубических или цилиндрических контейнеров с кондиционированными отходами перед захоронением;
- площадка хранения приспособленных крупногабаритных коммерческих транспортных контейнеров, заполненных бочками с кондиционированными радиоактивными отходами;
- проектируемые площадки хранения отработанных топливных элементов в многоцелевых контейнерах для транспортировки и хранения.

Инженерное хранилище обозначает хранение в специально построенных сооружениях, таких как помещения, здания и бункеры. Эти инженерные хранилища могут создаваться с различной степенью сложности систем вентиляции, отвода тепла, контроля за температурой и активностью и т.д. в зависимости от национальных нормативных требований и в соответствии с физическими и химическими свойствами, активностью и мощностью дозы упаковок с отходами, в хранилище могут использоваться устройства дистанционного управления, такие, как мостовые краны или оборудование прямого управления – погрузчики, а также оборудование для мониторинга активности, противопожарные системы и т.п. Основными требованиями для промежуточного хранения являются способность ограничивать радиационное облучение человека и обеспечение в комплексе с упаковками или контейнерами физического удержания отходов. К концу периода промежуточного хранения должно быть возможно идентифицировать, извлекать и транспортировать упаковки с отходами к месту захоронения, желательно без необходимости переупаковки. Кроме того, необходимо предусмотреть защиту от случайного вмешательства, вандализма или других нежелательных действий.

Теоретически предотвращение радиационного облучения может быть достигнуто достаточной индивидуальной биологической защитой каждой упаковки или же созданием хранилища с бетонными стенами достаточной толщины. В случае обеспечения биологической защиты для каждой упаковки становится возможным прямое обращение с ними. В противном случае, при создании защиты, для всего хранилища (бункерный тип), необходимо дистанционное управление. Между этими двумя крайними вариантами существует большое количество комбинаций с различной степенью биологической защиты и технологией обращения.

Некоторые важные проектные особенности установок промежуточного хранения радиоактивных отходов можно определить как следующие:

- конструкция установки хранения, должна обеспечивать необходимую биологическую защиту в любой доступной точке, чтобы уменьшить радиационное облучение персонала на площадке;

- максимально возможная нагрузка на дно должна быть рассчитана, исходя из высоты упаковок с отходами;

- промежуточное хранилище должно быть спроектировано так, чтобы предупредить коррозию и разрушение упаковок с отходами, связанную с высокой влажностью, морозами или другими неблагоприятными климатическими факторами;

- так как упаковки с кондиционированными отходами должны разрешать сброс радиолитических газов, образующихся во время промежуточного хранения, то вентиляционная система должна обеспечивать уменьшение опасных газов и не допускать скопления взрывоопасных смесей;

- легковоспламеняющиеся отходы должны храниться в сооружениях снабженных противопожарной системой;

- в случае хранения тепловыделяющих отходов должна быть обеспечена эффективная система теплоотвода;

- все транспортное оборудование для промежуточного хранилища (например, краны, конвейеры и т.п.) должно быть спроектировано, учитывая

возможность механических или электрических аварий и необходимость последующего извлечения для восстановления оборудования и/или перемещения упаковок с отходами;

– оборудование по обращению и транспортировке вместе с выбранными принципами хранения должно позволять извлекать любую хранящуюся упаковку для инспекции в любое время;

– днище хранилища должно позволять отвод любых случайно попавших в установку вод и взятие проб для обнаружения возможного загрязнения;

– должны вестись записи о расположении и содержании каждой упаковки с отходами;

– проект хранилища должен предусматривать возможность простого расширения хранилища посредством модульных конструкций.

Эти принципы, воплощенные в разумном и хорошо разработанном проекте при соблюдении соответствующих норм составляют основу для ограничения радиологического воздействия в соответствии с принципом ALARA. При этом все равно следует проводить оценку безопасности при проектировании и/или эксплуатации хранилища. Оценка безопасности должна, как и в случае любой ядерной установки, отражать возможность связанной с ней опасности, а также степень, в которой эту опасность можно избежать или предотвратить. В данном контексте опасность подразумевает ситуацию, при которой лица могут быть подвержены радиационному облучению или может произойти воздушное загрязнение в пределах либо вне установки. Метод оценки таким образом включает:

– **определение опасностей**, связанных с присутствием радиоактивных веществ в упаковках с отходами, которые хранятся или с которыми производят какие-либо действия. Конкретные опасности определяются изучением условий нормальной эксплуатации и аварийных ситуаций;

– **изучение защитных и упреждающих мер**, определяющих проектные особенности или административные меры, которые служат для предотвращения значительных опасностей. Должно быть определено, в какой степени эти цели достигаются. Рассматриваемые проектные особенности могут включать радиационную защиту, дистанционно управляемое оборудование, устройства мониторинга, вентиляционные и фильтрационные системы, защитные барьеры и т.п. Административные меры могут включать работы по эксплуатации, ремонту и радиационной защите. При тщательной оценке, которая в общем необходима при лицензировании, опасность может выражаться в виде частоты ее проявления и величины ее последствий. Эффективность защитных и упреждающих мер может также выражаться в виде уменьшения риска. Аспекты безопасности хранения радиоактивных отходов также рассматриваются в выпусках серии безопасности МАГАТЭ [63, 64].

Глава 23. Практические примеры хранилищ РАО за рубежом

В этом разделе рассматриваются несколько практических примеров установок и технологий промежуточного хранения. Эти примеры включают хранение низко-, средне- и высокоактивных отходов. Кратко описаны некоторые решения, реализованные в европейских странах, использующие ядерную энергетику, представлена информация о типах, размерах и емкостях хранилищ, методах обращения, эксплуатации и хранении радиоактивных отходов.

Бельгия. В Моле (Mol), Бельгия Belgoprocess (BP), подразделение Бельгийского Агентства по радиоактивным отходам и расщепляющимся материалам (ONDRAF/NIRAS), эксплуатирует установку по кондиционированию и промежуточному хранению радиоактивных отходов, получаемых от ядерной энергетики и использования изотопов.

В мощной глинистой формации (глубокое геологическое размещение), где в настоящее время проводятся всесторонние исследования и научно-исследовательские программы, в случае благоприятного результата будет сооружено окончательное хранилище для высоко- и среднеактивных отходов с долгоживущими изотопами. Для низкоактивных отходов рассматривается возможность приповерхностного захоронения.

Belgoprocess получает от АЭС примерно 1500 м^3 не кондиционированных и 400 м^3 кондиционированных отходов в год. Примерно 1700 м^3 не кондиционированных отходов поступает от иной ядерной деятельности. Кроме того, следует принимать во внимание в будущем 660 м^3 отходов в год, получаемых в результате переработки отработанного бельгийского топлива в Ла-Аг (La Hague), Франция.

Для различных упаковок с различными объемами кондиционированных низкоактивных отходов с максимальной поверхностной активностью $< 10 \text{ Мзв/час}$ ($0,5 \text{ Мзв/час}$ на расстоянии 1 м) существует два здания для промежуточного хранения:

1. Строение типа предварительного склада (В 50).
2. Инженерное строение с естественной вентиляцией (В 51), разделенное на два помещения и с возможностью модульного расширения.

Оборудование для транспортировки:

В 50: Два погрузчика с захватами для упаковок электрический двигатель: грузоподъемность $1,5 \text{ т}$ высоту $8,7 \text{ м}$, 25 мм свинцовая защита; дизельный двигатель: грузоподъемность 6 т высоту $3,5 \text{ м}$, без защиты;

В 51: Отделение 1: то же, что и для В 50, а также 10 т мостовой кран с подъемником. Отделение 2: $1,5 \text{ т}$ дистанционно управляемый мостовой кран с телескопическим захватом для 400 л бочек.

Строение В 50 в настоящее время заполнено, В 51 - заполняется.

Средние человеко-затраты на хранение одной упаковки около $0,6 \text{ чел.}\cdot\text{час/упаковка}$, примерно 34% на разгрузку и переноску, 30% на складирование, 13% на защиту от радиации и 23% на администрирование. Некоторые основные данные для этих сооружений даны в таблице 23.1.

Промежуточное хранилище Eurostorage для низкоактивных отходов напрямую связано с заводом Eurobitum, который был построен и эксплуати-

ровался компанией Eurochemic (ЕС), которая вошла в состав Belgoprocess с 1 января 1985 года.

Таблица 23.1. Основные данные хранилищ В-50 и В-51

Физические размеры.			
	В 50	В 51	
Размеры, м	60x20x8	72x39x14,8	
Площадь, м ²	1200	2800	
Общий объем хранения, м ³	6200	21500	
Эффект. объем хранения, м ³	2000	2300-4000	
Эффективность, %	30	30	
Толщина бетонной защиты, см	25	25	
Эксплуатационные параметры			
		Отделение 1	Отделение 2
Высота штабеля, м	4,2	5,3	6,4
Тип упаковок	все	все	400 л бочки
Общее количество упаковок, шт.	3400	4000	10000
Общий объем хранения, м ³	2000	2300	4000

На рис. 23.1 показаны эти две установки. Защитный коридор между ними позволяет перевозить 12 бочек, расположенных на железнодорожной платформе, прямо со станции заполнения бочек на Eurobitum на место перемещения напротив бункерного отделения установки Eurostorage. Здесь мостовой кран с телескопическим захватом выгружает одну за другой 200 л бочки с битумизированными отходами и переносит их в бункерное отделение на заранее определенные позиции. Эта операция полностью автоматизированная. Дистанционное управление из центрального контрольного помещения поддерживается телевизионными камерами, установленными на мостовом кране. В случае необходимости обеспечена возможность оператору перейти на ручное управление.

Обеспечена четкая извлекаемость бочек из хранилища. На рис. 23.1 приведена схема хранилища Eurostorage, где показано четыре бункерных отсека, т.е. настоящее состояние. Первоначально было построено два отсека, дополненные затем еще двумя, используя модульное расширение. Это позволяет продолжать работы в хранилище при его расширении. Когда бункерный отсек будет заполнен, мостовой кран из отсека будет перенесен краном, расположенным в коридоре, в следующий незаполненный отсек, где работы будут продолжены.

Бункеры 1 и 2 хранилища Eurostorage заполнены. Примерно половина 3-го (ЕС-ВР) бункера заполнена тоже, и только 75% 4-го (NIRAS) остается свободным.

Сравнение эффективности человеко-затрат, необходимых для хранения одной бочки, приходящей с предприятия Eurobitum, с бочками, получаемыми на приемной станции в Niras, показывает, что для первого случая необходимо 0,5 ч/бочку (90% складирование, 10% управление) и 1,3 ч/бочку во втором (35% на разгрузку и перевозку, 45% - на складирование, 10% на обеспечение безопасности и 10% - на управление).

Примерно 50 м³ высокоактивных концентратов жидких отходов от переработки отработанного топлива АЭС и 800 м³ от исследовательских реак-

торов, произведены компанией Eurochemic и затем остеклованы на демонстрационной установке Pamela.

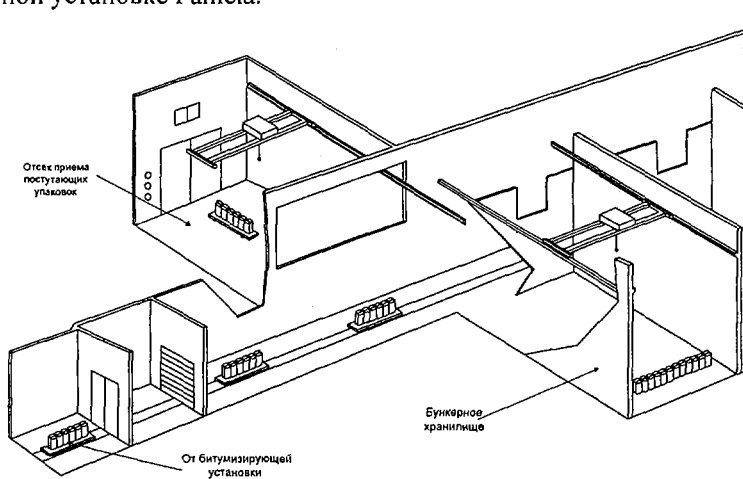


Рис. 23.1. Промежуточное хранилище Eurostorage.

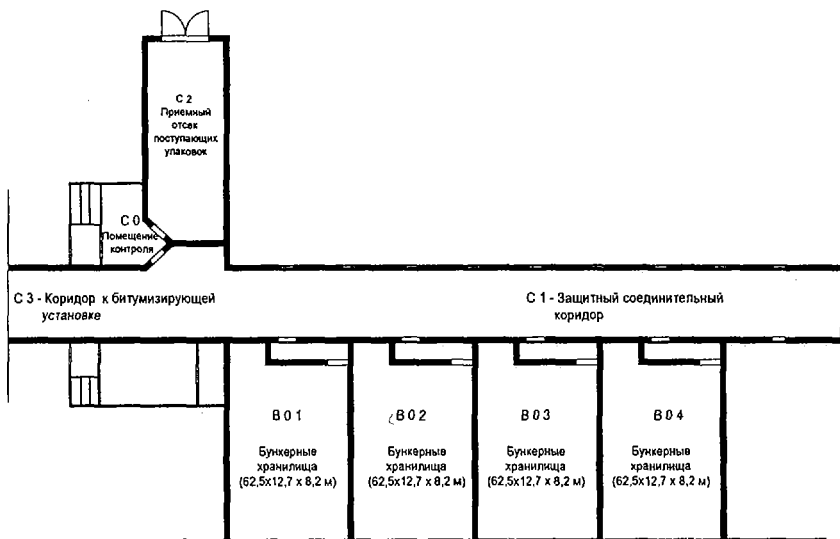


Рис. 23.2. Схема промежуточного хранилища Eurostorage.

Для обеспечения безопасного контролируемого хранения получаемых остеклованных отходов в течении 50 лет, до окончательного захоронения, рядом с установкой Pamela было построено промежуточное хранилище для остеклованных отходов.

Это поверхностное сооружение рассчитано на хранение приблизительно 1500 контейнеров с остеклованными высокоактивными отходами АЭС и возможное расширение для хранения таких же отходов от исследовательских реакторов. Была предусмотрена система отвода тепла, обеспечивающая температуру для бетона здания не выше 90° и/или предотвращающая температурные трансформации (при 450°С) в центре канистры с отходами. Как и для обычной ядерной установки при проектировании, сооружении и эксплуатации были приняты во внимание требования безопасности и радиационной защиты.

Хранилище имеет 33.4 м в длину, 12.2 м в ширину и 20 м в высоту (рис. 23.3). Оно состоит из приемного отделения, расположенного на уровне земли, расширяемого транспортного отделения на уровне 9 м, расширяемых защитных ячеек для хранения и вспомогательных помещений.

В приемное помещение поступают железнодорожные платформы на которых перевозят в защитных контейнерах упаковки с остеклованными отходами с Ramela. Из приемного помещения защищенные контейнеры поднимаются через люк в транспортное отделение. Для переноса тяжелых грузов (например, защитных транспортных контейнеров, погрузчиков, защитных клапанов, промежуточных адаптеров и т.д.) используется 40 т мостовой кран.

Таблица 23.2. Основные характеристики хранилища Eurostorage

Площадь сооружения, м ²	4300	
Размеры бункерного отсека	62,5x12,7x8,2	
Защитная бетонная оболочка	80 см внешние стены, 40 см между отсеками	
Вентиляция	2 вентилятора по 800 м ³ /час	
Максим. мощность для 10 отсеков	2 смены в 3 дня	
	ЕС - ВР	NIRAS
Число бункерных отсеков	3	1
Общий объем хранилища, м ³	19500	6500
Эффективный объем, м ³	3000	1300
Эффективность, %	15	20
Эффективный объем расширения	6 ячеек, 7800 м ³	то же
Бочки для отходов, л	200	400
– сталь	AISI - 430/хромир.	гальванизирован. покрашенная
– материал матрикса	битум	бетон
– максимальный вес, кг	400	1500
– макс. поверхностн. мощн дозы Гр/час	2	2
– макс. альфа-активность, Бк/бочку	5,6	800
– макс. бета-активность, ТБк/бочку	6,7	15
– образ. радиолитич. газов, л/д на бочку	<0,025	<0,025
– тепл. выделение, кВт/бункерную ячейку	<2,5	<2,5
Принцип складирования	двойное соедин. 4 слоя	одинарн. соедин. 3 слоя, двойное соедин. 1 слой
Пространство между бочками, мм	46	22
Высота штабеля, м	3,5	4,3
Среднее число бочек на ячейку	5000	3360

Упаковки с остеклованными отходами хранятся в интенсивно защищенных ячейках со стенками и перекрытиями из железобетона. Толщина стен и перекрытия 1.2 м. Ячейки, облицованные нержавеющей сталью, имеют длину 7 м и диаметр немного больший, чем у упаковки с отходами. Они образуют вертикальные шахты, в которых хранятся упаковки с отходами. 252 шахты (12х21), в каждой по 6 упаковок, образуют 1512 доступных мест хранения. Усиленная циркуляция воздуха используется для отвода тепла от ячеек хранения. На рис. 23.4 показаны этапы помещения упаковок в корзины. Из приемного помещения защищенные контейнеры поднимаются через люк в транспортное отделение.

Для переноса тяжелых грузов (например, защитных транспортных контейнеров, погрузчиков, защитных клапанов, промежуточных адаптеров и т.д.) используется 40 т мостовой кран. Всего хранится 567 упаковок по 60 л с остеклованными РАО АЭС и 937 упаковок по 60 л с остеклованными отходами исследовательских реакторов. Кроме того, 700 упаковок по 150 л с остеклованными отходами исследовательских реакторов хранятся в расширенной хранилища. Всего хранится 1.5 ПБк альфа – излучателей и 444 ПБк бета/гамма - излучателей, что в общей сложности составляет 493 т радиоактивного стекла. Установка безопасно и успешно эксплуатируется при 8-ч рабочем дне двумя операторами при средней норме 6 упаковок в день.

Дополнительное промежуточное хранилище предполагается для хранения кондиционированных отходов, получаемых при переработке отработанного бельгийского топлива, включая остеклованные РАО, которые будут возвращены после переработки на заводе Ла Аг (La Hague) во Франции.

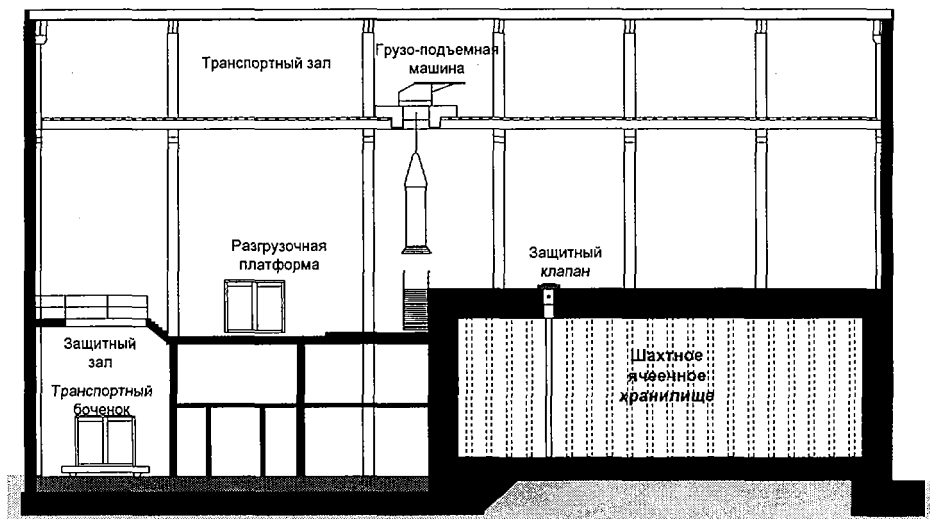


Рис. 23.3. Установка для промежуточного хранения высокоактивных остеклованных отходов.

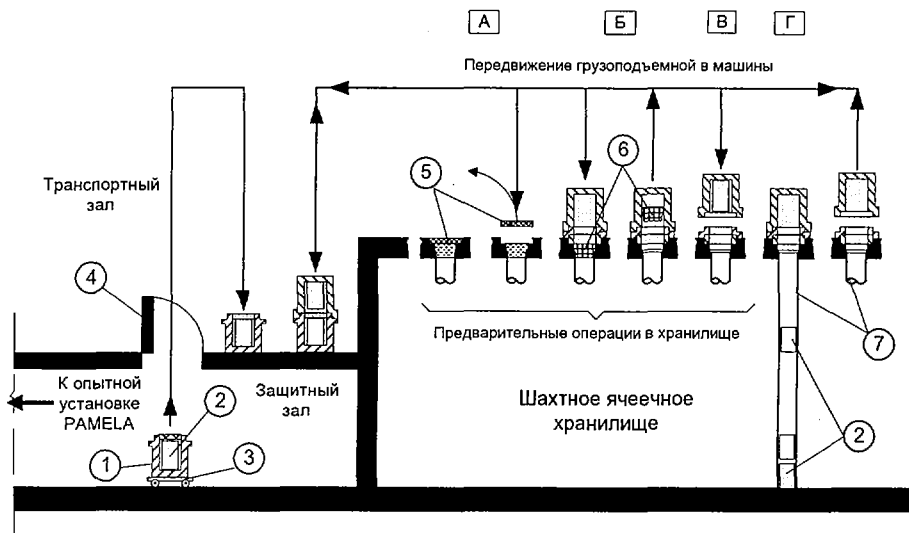


Рис. 23.4. Схема обращения с контейнерами в шахтном ячеечном хранилище.

1 - контейнер, 2 - упаковки с РАО, 3 - тележка, 4 - люк - дверь, 5 - верхняя пробка, 6 - нижняя пробка, 7 - ячейки шахтного хранилища. А - снятие верхней пробки, Б - снятие нижней пробки, В - установка транспортного контейнера с упаковкой РАО, Г - спуск упаковки с РАО в шахту ячеечного хранилища.

Финляндия. В Финляндии эксплуатируются реакторы удвоенной мощности компанией IVO на площадке Loviisa и компанией TVO в Olkiluoto. На каждой площадке есть собственные установки по переработке и временному хранению РАО. Захоронение кондиционированных отходов планируется в подземных геологических хранилищах. Хранилище VLJ для отходов эксплуатации, построенное компанией TVO на площадке Olkiluoto в породах фундамента на глубине от 70 до 100 м, недавно введено в эксплуатацию. Сооружение соответствующего хранилища на площадке АЭС Loviisa планируется на конец 90-х годов.

Когда емкости для промежуточного хранения на промплощадке заполнились, были обеспечены дополнительные емкости для хранения в двух сооружениях для низко- и среднеактивных кондиционированных отходов.

Хранилище для низкоактивных отходов было введено в эксплуатацию в 1982 году. На рис. 23.5 показан его план. Сооружение состоит из помещений контроля и приемки, а также большого отсека для хранения (28 м в длину, 20 м в ширину, 6.5 в высоту). Отходы состоят из смешанного мусора (например, использованная спецодежда, перчатки), загрязненного металлического лома и фильтров. Отходы перевозятся в хранилище на защищенных прицепах с открытым верхом. Бочки выгружаются посредством дистанционно управляемого мостового крана (грузоподъемность 5 т) и переносятся через стену высотой 3,7 м в зону хранения.

Бочки складироваются вертикально в 4 ряда в высоту в треугольной позиции со смещением в полдиаметра в каждом последующем ряду (рис. 23.6). Общая емкость хранилища 5000 бочек, что составляет 30% использования объема хранения.

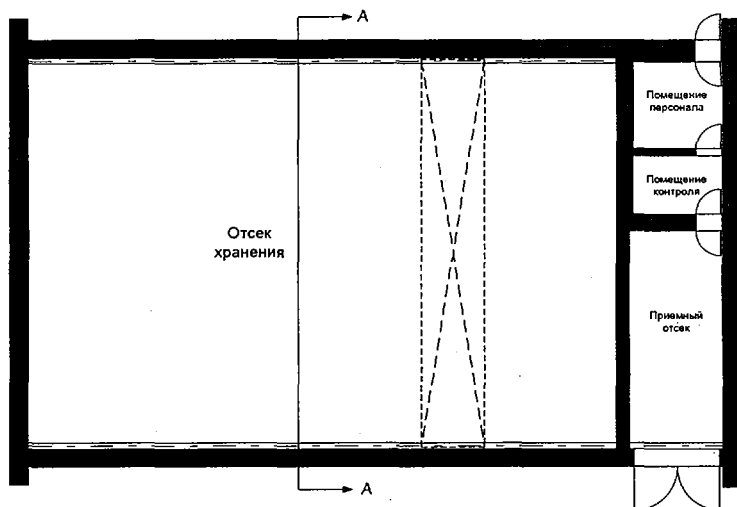


Рис. 23.5. План хранилища низкоактивных отходов в Олкилуото Финляндия).

Доза для персонала, как сообщается, в результате использования дистанционного управления практически равняется нулю. Водитель тягача получает дозу, меньшую 0.1 мЗв/год.



Рис. 23.6. Хранение радиоактивных отходов в Loviisa (Финляндия).

Большую часть времени хранилище безлюдно. Хранилище оборудовано системой обнаружения пожара. Вентиляция осуществляется за счет есте-

348

ственной циркуляции воздуха, выбросов активности в окружающую среду не происходит.

Хранилище для среднеактивных отходов введено в эксплуатацию в 1985 году и служит для хранения, главным образом, битумизированных ионо-обменных фильтров в 200 л бочках, а также активированных компонентов (рис. 23.7). Мощность дозы упаковок колеблется от 5 до 300 мЗв/ч.

Здание хранилища состоит из контрольного и приемного отделения, смежных с хранилищем для активированных компонентов и 3 отсеками (12x2x9м) для хранения бочек.

Отходы поступают на хранение в защищенных автомобилях. Мостовой кран с дистанционным управлением (грузоподъемность 10 т) переносит бочки через приемное отверстие в отсеке и опускает их на место.

Бочки складываются в треугольную конфигурацию со смещением в полдиаметра. Хранилище оборудовано системой кондиционирования и вентиляции с частичным сбросом воздуха в атмосферу через систему фильтров. Пожарная безопасность обеспечивается системой обнаружения огня и ручной системой пожаротушения.

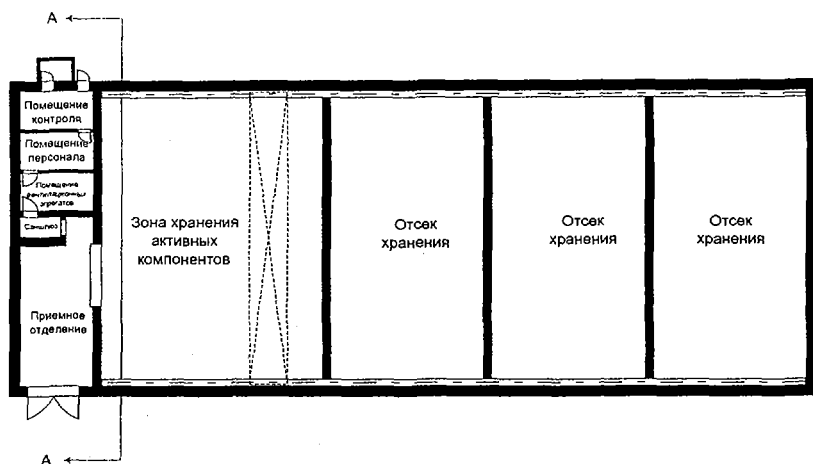


Рис. 23.7. План хранилища среднеактивных отходов в Олкилуото (Финляндия).

Хранилище для высокоактивных отходов (хранилище РКА) построено также компанией TVO для отработанного топлива в Olkiluoto. Оно было введено в эксплуатацию в 1987 году и использует для хранения бассейны выдержки. Его емкости достаточно, по крайней мере, на 30 лет работы реактора.

Германия. Промежуточное хранение радиоактивных отходов в Германии осуществляется в многочисленных хранилищах, расположенных на площадках АЭС, на двух централизованных хранилищах для отходов АЭС, расположенных вне промплощадки АЭС, а также в федеральных коллекторах

для радиоактивных отходов, получаемых в медицине, промышленности и крупных государственных исследовательских центрах.

Промежуточное хранение используется в основном для безопасной изоляции отходов до их окончательного захоронения. Планируемое хранилище для радиоактивных отходов в отработанной железорудной шахте КОН-РАД в настоящее время находится на стадии лицензирования; в бывшей ГДР хранилище аналогичного типа для низко- и среднеактивных отходов в соляной формации в Morsleben и планируемое хранилище для теплогенерирующих отходов в соляном куполе Gorleben находятся на стадии исследования.

На площадке Горлебен частная фирма BLG (Brennelementlager Gorleben GmbH) эксплуатирует промежуточное хранилище (ALG) для кондиционированных радиоактивных отходов с незначительным тепловыделением и промежуточное хранилище (TBL) для сухого хранения отработанных топливных элементов в транспортабельных контейнерах хранения, а также сооружает демонстрационное предприятие для кондиционированных топливных элементов для прямого окончательного захоронения.

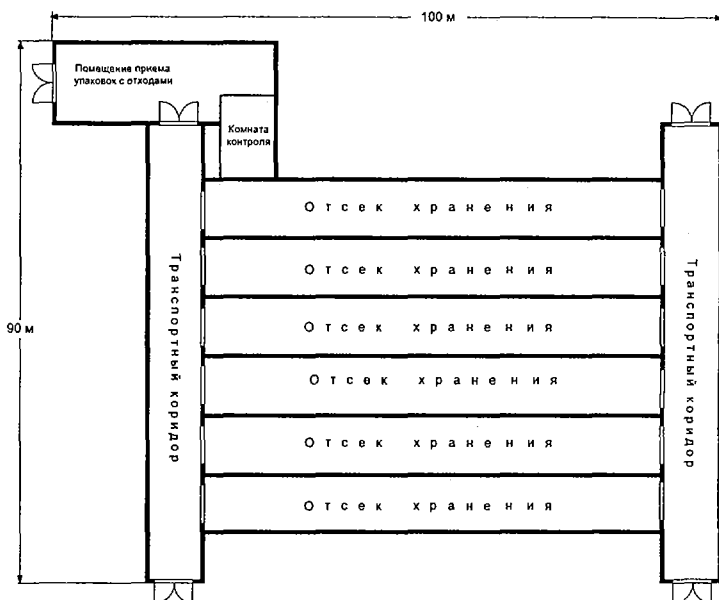


Рис. 23.8. План хранилища промежуточного хранения PAO «ALG» в Горлебене (Германия).

BLG является подразделением GNS – компании по обслуживанию немецких ядерных установок, занимающейся работами по обращению с отходами и топливным циклом.

На рис. 23. 8 показан схематический план установки промежуточного хранения ALG. Хранилище целиком расположено над землей (61x83x5м) и

подразделяется на помещения для приема упаковок с отходами, комнаты контроля и шесть отсеков хранения с двумя транспортными коридорами.

Все элементы выполнены из железобетона, стены имеют толщину 50 см и перекрытия 35 см. Для облегчения доступа двери расположены в 4-х углах. Днище и стены, покрытые легко дезактивируемым лакокрасочным материалом, имеют толщину 50 см. Вентиляция осуществляется за счет естественной циркуляции воздуха.

Упаковки отходов, получаемые для хранения, в основном соответствуют критериям приемлемости для планируемого хранилища в шахте Конрад. Для промежуточного хранения используют 200 и 400 л бочки, цилиндрические контейнеры из железобетона или литого железа.

Максимальный приемлемый вес контейнеров составляет 20 т. Бочки и контейнеры поступают на площадку на платформах в транспортных контейнерах. Бочки выгружаются, перевозятся и складировются в отсеках хранения с помощью автопогрузчика со специальным для бочек вилочным захватом и электроприводом. Кабина погрузчика защищена со всех сторон и снабжена свинцовым передним стеклом.

Бочки складировются вертикально в 4 ряда (около 6000 бочек на отсек, около 28% используемого объема). Прямо управляемый мостовой кран, который может также быть дистанционно управляемым, предназначен для разгрузки тяжелых грузов в приемном помещении. Перевозка и хранение тяжелых контейнеров обеспечивается аппаратом на воздушной подушке. Максимально допустимая доза на поверхности упаковки составляет 2 мЗв/ч, максимально допустимая общая активность для хранилища в целом 4,5 ПБк.

Промежуточное хранилище TBL для сухого хранения отработанных топливных элементов в транспортируемых контейнерах хранения представляет собой большое помещение для хранения (182x38x20м), разделенное на приемное отделение и отделение площадью около 5000 м³ используемое для хранения. Оно позволяет хранить до 420 транспортируемых контейнеров класса CASTOR и POLLUX. В TBL возможно хранение контейнеров с отработанными топливными элементами, остеклованных РАО восстановления топлива, а также кондиционированных топливных элементов, предназначенных для прямого захоронения без восстановления.

Эффективное рассеивание тепла, выделяемого при распаде, обеспечивается специальной конструкцией контейнеров и естественной системой вентиляции с очисткой воздуха. Герметичность каждого контейнера автоматически контролируется специальной измерительной системой.

Перемещение контейнеров в помещении для хранения и размещение их на месте хранения осуществляется мостовым краном грузоподъемностью 140 т. Контейнеры разрабатываются так, чтобы обеспечить мощность дозы на уровне 0,2 мЗв/ч. Особое внимание уделяется исполнению требований ядерной безопасности.

Возле Ahaus в Северной Вестфалии компания Brennelement-Zwischenlager Ahaus GmbH (BZA) эксплуатирует второе централизованное промежуточное хранилище для отработанного топлива в транспортных контейнерах.

Как уже было отмечено, кондиционирование отработанного топлива для прямого захоронения будет проводиться на демонстрационном предприятии РКА, расположенном также на площадке Горлебен, принадлежащей ВЛГ.

Необходимо отметить, что сухое хранение контейнеров с отработанным топливом в ТВЛ можно рассматривать, с одной стороны, как буферное хранение перед перемещением топлива на перерабатывающее предприятие, такое как РКА, или перед окончательным захоронением. С другой стороны, его можно рассматривать как хранение выдержки для облегчения восстановления или кондиционирования, а также для окончательного захоронения, в результате уменьшения активности и тепловыделения до приемлемых для работ или долговременной безопасности параметров.

Хранилища центра ядерных исследований в Karlsruhe. Центр ядерных исследований Karlsruhe, KFK эксплуатирует одну из наиболее важных установок по переработке отходов в Германии. Ежегодно от 10000 до 12000 м³ загрязненных остатков поступают на переработку. Около 800 т в год может быть возвращено в цикл после дезактивации, остальные перерабатываются так первичные отходы, образуя примерно 900 м³ кондиционированных отходов.

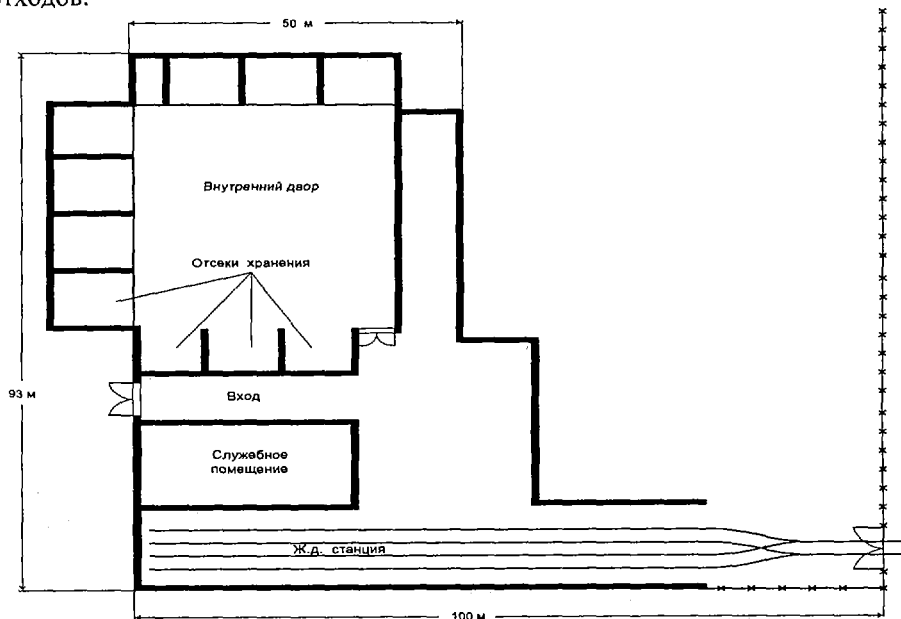


Рис. 23.9. План буферного хранилища дезактивационных растворов в центре ядерных исследований Karlsruhe (Германия).

Предприятию по переработке отходов необходима пара хранилищ: буферное хранилище для поступающих радиоактивных остатков и промежуточное хранилище для кондиционированных отходов с незначительным теп-

ловыделением (разделенное на две части для различных форм упаковок), а также для упаковок с отходами с высоким тепловыделением.

На рис. 23.9 показан схематический вид буферного хранилища радиоактивных остатков с отсеками для хранения и железнодорожной станцией.

Вся территория хранилища перекрыта крышей, установленной на 50 см бетонных блока, которые оставляют 2.5 м промежутков для вентиляции. В целом, на территории в 4000 м² может храниться до 0.6 ПБк. Доставка осуществляется по железной дороге или на грузовиках. Разгрузка и перемещение на место хранения осуществляется вилочными погрузчиками.

Оно разделяется на 6 отсеков, 2 транспортных прохода и имеет для облегчения доступа входы со всех четырех сторон. Сооружение имеет 50 см стены, выполненные из бетонных блоков, для уменьшения мощности дозы вне поверхности до 0.005 мЗв/ч.

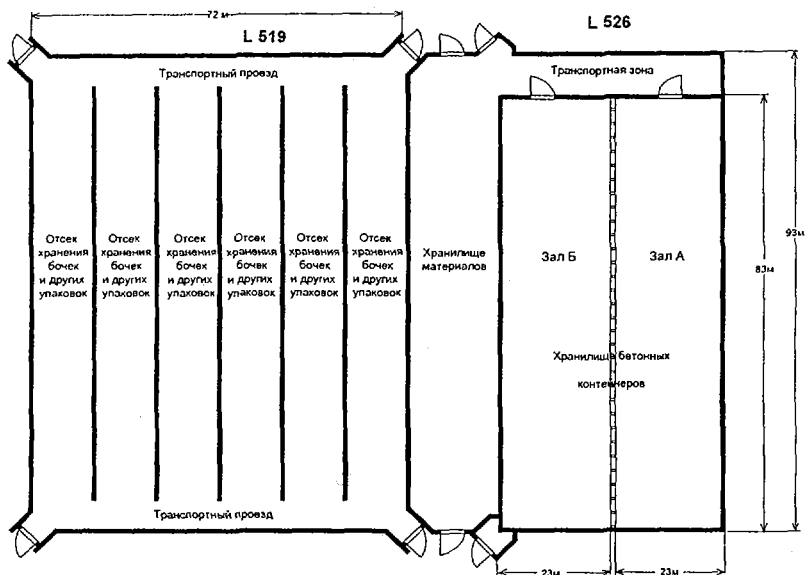


Рис. 23.10. План хранилища кондиционированных отходов в КФК (Германия).

На рис. 23.10 показана схема хранилища для кондиционированных отходов с незначительным тепловыделением. Помещение для хранения L 519 представляет собой более раннее хранилище для бочек и других цилиндрических упаковок (размеры 93x70x5,2 м).

Перекрытие выполнено из 25 см бетонных блоков. Вентиляция осуществляется естественной циркуляцией воздуха. Никаких противопожарных систем не предусмотрено. Все отходы зацементированы в 200 или 400 л стальных бочках.

Так как активность в этих бочках может достигать 4 ТБк/м³, иногда необходима дополнительная защита. Для 200 л бочек применяют 22 см цилиндрических

дрические экраны из обычного бетона, тяжелого бетона или, в исключительных случаях, железа. 400 л бочки заключаются в 15 см оболочки из обычного бетона. Упаковки доставляются на платформах, разгружаются и складировуются вилочными погрузчиками (грузоподъемностью от 3,5 т до 8 т). 200 л бочки складировуются в 4 ряда, а 400 л и бочки с дополнительной защитой в 3 ряда в высоту.

Хранилище для контейнеров L 526 является более поздним промежуточным хранилищем для контейнеров, соответствующим критериям приемлемости для хранилища шахты Конрад. Оно расположено рядом с хранилищем для бочек L 519.

Сооружение состоит из 4-х отдельных помещений: хранилища материалов, транспортного помещения, двух помещений для хранения (83x23x18 м). Здание выполнено из 0,5 м бетонных блоков, уменьшающих дозу вне помещения до 0.005 мЗв/ч.

Отходы поступают в контейнерах (3x1,7x1,4 м). Они представляют собой обычные контейнеры, выполненные из бетона или тяжелого бетона и содержащие 8 бочек по 200 л, заключенных в цемент. Стенки имеют толщину 22 см. Контейнеры разгружаются и перевозятся в транспортное отделение 25 т вилочным погрузчиком. Затем 25 т мостовой кран переносит контейнеры в отделение для хранения и складировует их по 8 в высоту.

Емкость одного помещения, примерно, 2580 контейнеров, или почти 20000 м³ упакованных или 4500 м³ кондиционированных отходов, представляющих около 12% использованного объема. Максимально разрешенная активность отходов 4 ТБк/м³. Мощность дозы на расстоянии 1 м меньше 0.1 мЗв/ч. Здание оснащено вентиляционной системой, но без фильтрации воздуха.

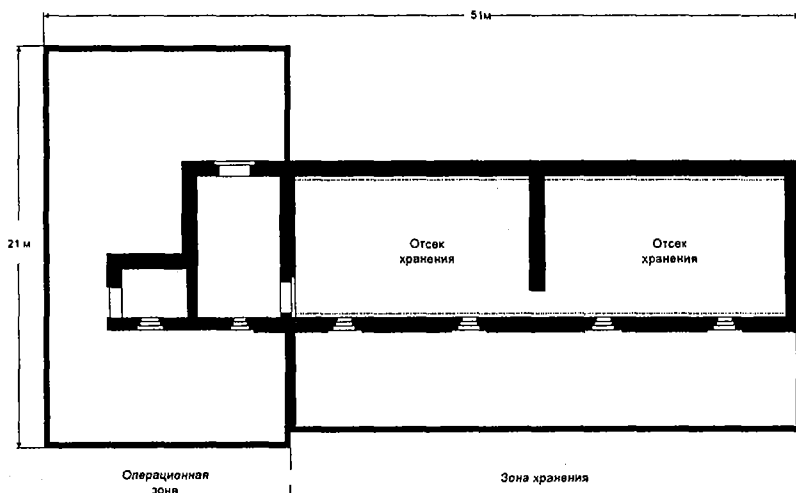


Рис. 23.11. План промежуточного хранилища для тепловыделяющих среднеактивных отходов (КФК, Германия).

На рис. 23.11 представлен схематический вид промежуточного хранилища для тепловыделяющих отходов среднего уровня активности. Отходы прямо помещаются в дистанционно управляемую ячейку с режущим и скреперным устройством для среднеактивных отходов, где также может быть выполнено бетонирование отходов в бочках.

В хранилище, включающее также приемное и контрольное помещение, 200 л бочки с бетонированными среднеактивными отходами помещаются в литые железные защитные контейнеры. Дистанционно управляемый манипулятор, установленный на рельсах, извлекает бочки из защитных контейнеров и помещает их в ячейку хранения. Бочки складываются одна к другой вертикально по 4 упаковки. Работы контролируются через свинцовое стекло, которое может быть защищено от радиации стальным щитом, когда работы не проводятся.

Всего 1400 бочек или 284 м^3 кондиционированных отходов может храниться в 40% используемого объема. Предел максимальной удельной активности 1 ПБк/м^3 . Мощность дозы на расстоянии 1 м может быть выше 100 мЗв/ч . Ячейки для хранения обеспечены усиленной вентиляцией с трехкратной сменой воздуха в час. Состояние воздуха контролируется и он выпускается через фильтры НЕРА. Установлена система пожарной сигнализации.

Голландия. Голландская политика в области обращения с радиоактивными отходами состоит в том, что все отходы, полученные в Нидерландах в течение последующих 100 лет, должны быть собраны в промежуточных хранилищах в ожидании возможности захоронения в национальном или международном хранилище.

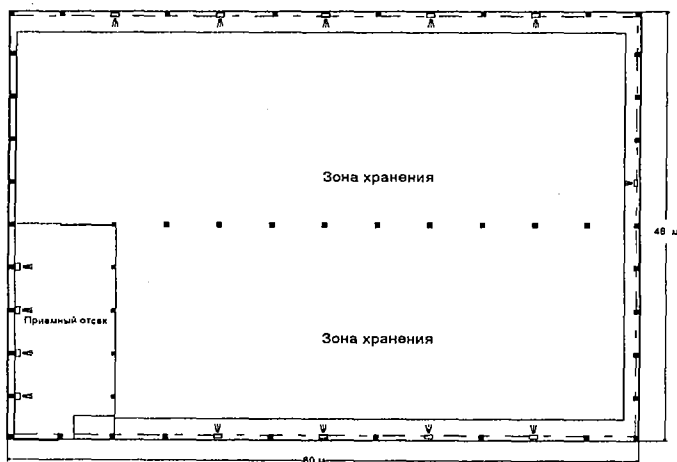


Рис. 23.12. План промежуточного хранилища РАО компании COVRA (Голландия).

COVRA – частная неприбыльная компания, выполняющая всю деятельность по обращению с отходами, построила и эксплуатирует с 1984 года первое промежуточное хранилище в Петтене (Petten).

На рис. 23.12 представлена схема и внешний вид этого хранилища. Хранилище наземное, разработанное для использования в качестве промежуточного хранилища или обычного промышленного здания после прекращения хранения.

Здание имеет 60 м в длину, 46 м в ширину и 5 м в высоту. Оно разделяется на приемный отсек и помещение для хранения. Стены выполнены из 20 см бетонных блоков, 30-ти см в высоту защитные стены обеспечивают защиту от наводнения. Дренажная система собирает всю воду, которая может накапливаться в хранилище, в баке под зданием. 20см бетонное перекрытие поддерживается стенами и рядом столбов в центре здания. Здание нагревается теплым воздухом. Расширение емкости хранилища обеспечивается сооружением рядом второго хранилища.

COVRA собирает низко- и среднеактивные отходы от всех производителей в Нидерландах. Хранение осуществляется в пяти различных типах контейнеров, три наиболее часто используемые упаковки отходов показаны на рис. 23.13.

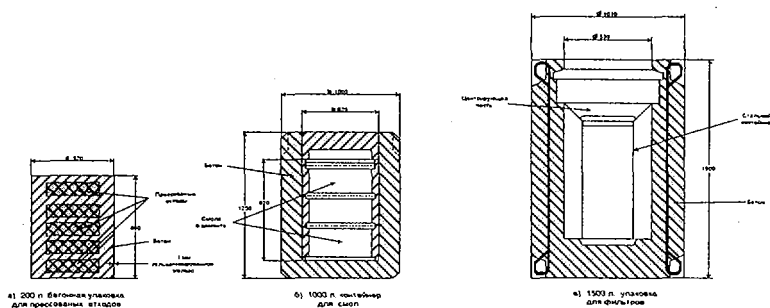


Рис. 23.13. Контейнеры, используемые в хранилище компании COVRA (Голландия).

Помимо этого используются 400 и 600 л бочки. Все упаковки сортируются, маркируются и хранятся в соответствии с классификацией на четыре типа, согласно происхождению и загрязняющим радионуклидам. 200 л бочки получают на гальванизированных металлических поддонах, на которых лежит горизонтально 3 бочки.

Они разгружаются и размещаются в хранилище вилочным автопогрузчиком (грузоподъемностью 8 т). Для 1 м^3 , 1.5 м^3 контейнеров используется зажимное приспособление. Поддоны складываются по 4 в длину и 9 в высоту в длинные блоки вдоль стен и в центре хранилища, оставляя 2,5 м ширины коридор для инспекции и перестановок поддонов. 1 м^3 и 1.5 м^3 контейнеры складываются вертикально, по 4 в длину и 3 в высоту. 400 и 600 л бочки размещаются между остальными, там где это возможно. Упаковки с более низкими дозами складываются вдоль стен и в верхнем слое для обеспечения дополнительной защиты от упаковок с высокими мощностями дозы. Хранилище рассчитано на 5000 м^3 отходов, составляющих 40% объема хранилища. Максимально разрешенная доза на поверхности упаковки 10 мЗв/ч .

Люди находятся в хранилище только при размещении отходов, которые поступают через неравные промежутки времени, всякий раз когда происходит кондиционирование или получение партии. Большую часть времени хранилище безлюдно. Контроль за состоянием воздуха и загрязнением осуществляется постоянно. Также проводится визуальная проверка упаковок. Ни о каких инцидентах с загрязнением не сообщалось.

Швеция. Существенная часть схемы обращения с отходами в Швеции уже действует. Центральное хранилище для отработанного топлива CLAB и морская транспортная система для перевозки отработанного топлива и других радиоактивных остатков были введены в эксплуатацию в 1985 и 1982 гг. соответственно.

Хранилище для окончательного захоронения низко- и среднеактивных отходов эксплуатации реакторов SFR, начало работу в 1988 году. Проводятся научно-исследовательские работы по реализации проекта окончательного хранилища для отработанного топлива и долгоживущих радиоактивных отходов на глубине 500 м в формациях фундамента. Начало эксплуатации намечено на 2020 год.

Для всех шведских энергетических реакторов предусмотрено промежуточное хранение перед окончательным захоронением в SFR. Рассмотрим, в качестве примера, АЭС Ringhals с 4-мя реакторами. Большая часть эксплуатационных отходов кондиционируются и хранятся в двух промежуточных хранилищах на площадке, остальные отправляются в исследовательский центр Studsvik для сжигания. Основное хранилище предназначено для низко- и среднеактивных отходов. Дополнительное хранилище принимает низкоактивные отходы, не требующие защиты.

На рис. 23.14 показана схема основного хранилища для низко- и среднеактивных отходов. Оно целиком наземное, 80 м в длину, 40 м в ширину и 9 м в высоту, и разделяется на два отделения. Большое отделение принимает среднеактивные отходы в бетонных блоках. В меньшее отделение поступают бочки с низкоактивными отходами. Все стены выполнены из железобетона толщиной 70 см (внешняя мощность дозы < 0.002 мЗв/ч), перекрытие выполнено из 30 см железобетона. Отделение для бочек имеет приемный отсек и четыре отсека для хранения. Бетонные разделительные стенки между отсеками выполнены из блоков и могут быть перемещены мостовым краном. Все операции, включая управление мостовым краном, контролируются из контрольной комнаты через свинцовое стекло и TV мониторы. В отделении для бочек пол покрыт краской и снабжен 5 см сточным желобом, соединенным с действующим дренажем.

Низкоактивные отходы сортируются и по возможности компактируются в 200 л бочки. Некомпактируемые низкоактивные отходы упаковываются в $1,2$ м³ или $2,5$ м³ стальные прямоугольные контейнеры. Бочки поступают на хранение на платформе. Мостовой кран с дистанционным управлением, грузоподъемностью 8 т, размещает бочки в четырех отсеках и коридоре напротив отсеков. Складываются бочки в штабеля с треугольной конфигурацией. Для обеспечения стабильности штабелей отсеки заполняются слой за слоем с алюминиевыми прокладками между бочками и металлическими плоскими перекрытиями на длину всего отсека между третьей и четвертой бочками.

Общая емкость хранилища 1600 бочек, что составляет 15% объема. В большем отделении хранятся среднеактивные отходы. Два ряда колонн поддерживают перекрытие. Дополнительная защитная стена может быть сооружена из пустотелых бетонных блоков. Среднеактивные отходы цементируются в железобетонные кубы с ребром 1,2 м. Фильтры и активные детали помещаются в различного размера отверстия в твердых кубах и заливаются цементным молоком. Ионобменные фильтры смешиваются с цементом в кубах с толщиной стенок 10 или 25 см.

Заполнение прекращается при достижении мощности дозы на поверхности 30 мЗв/ч. Вес заполненных бетонных блоков обычно составляет 4 т. Они перевозятся на платформе в хранилище, где специальный вилочный погрузчик разгружает их и переносит на место их хранения. Складываются они по 5 в высоту, непосредственно один на другой, без какого-либо коридора между ними.

Общая емкость хранилища 5000 блоков, что составляет использование 35% объема.

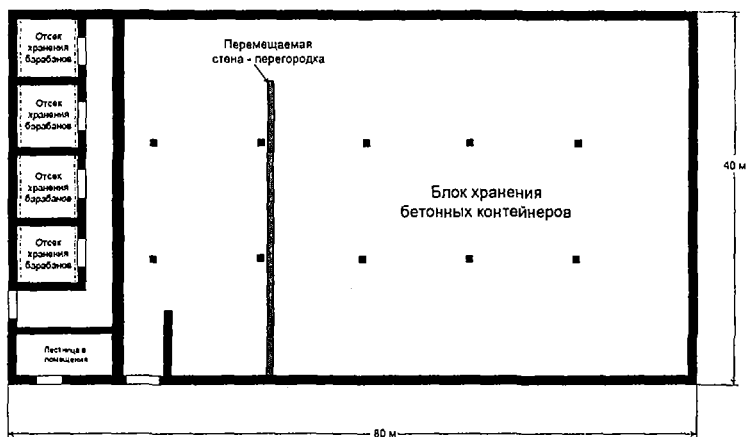


Рис. 23.14. План хранилища для низко- и среднеактивных отходов на площадке АЭС Ринхолм (Швеция).

Кабина погрузчика (грузоподъемность – 5 т) защищена двумя свинцовыми стеклами, оснащена очистной системой и кондиционером, а также телевизионной аппаратурой для улучшения наблюдения. Дополнительный электрический двигатель позволяет перемещаться в случае отказа основного. Индивидуальные дозы лиц, занятых в хранилище обычно ниже 0.1 мЗв/год (крановщик, водитель погрузчика). Доступ в хранилище осуществляется примерно один день в месяц. Отделение для хранения бочек обеспечено искусственной вентиляцией, а в хранилище блоков вентиляция естественная через отверстия в стенах. Наблюдение осуществляется за состоянием воздуха для обеих частей хранилища. Система обнаружения пожара расположена в отделении для хранения бочек, но специальная система пожаротушения не установлена.

Упаковки с низкоактивными отходами, которые не требуют защиты, хранятся в дополнительном хранилище. Хранилище представляет собой металлический ангар (28x15x8 м). В качестве предохранительной меры вокруг здания расположены бетонные блоки высотой 2 м. Стальные контейнеры (1.2 м³ или 2.5 м³ складированы с помощью вилочного погрузчика. 200 л бочки упаковываются в стальные контейнеры (6.1x2.4x1.3 м), которые вмещают 33 бочки. Складываются они по пять рядов в высоту. Общая емкость примерно 90 контейнеров или 600 м³, составляя 18% кондиционированных отходов. Мощность дозы внутри хранилища обычно 0.001 мЗв/ч. Перемещение осуществляется обычными погрузчиками для контейнеров весом менее 10 т.

Все промежуточные хранилища используются в качестве буферного хранилища перед началом кампании по захоронению, включая перевозку хранящихся упаковок с отходами в хранилище SFR, расположенное возле Форшмарка.

В хранилище CLAB возле Оскарсхама (Oskarsham) временно хранится отработанное топливо в течение 40 лет, до того, как оно будет упаковано и захоронено. Во время промежуточного хранения активность и тепловыделение упадут, примерно на 90%. CLAB включает приемное помещение, расположенное над землей, и подземный комплекс для хранения в горных породах. Топливо перемещается и хранится под водой. Емкость хранилища составляет 3000 т отработанного топлива в 4 бассейнах. На середину 90-х годов планируется расширение хранилища, что позволит хранить все отработанное топливо по шведской ядерно-энергетической программе, т.е. 7800 т.

Швейцария. В настоящее время Швейцария испытывает острый дефицит в электроэнергии, которая не может быть получена за счет традиционных источников или приобретена за рубежом. По этой причине развитие ядерной энергетики явилось закономерным и неизбежным, хотя у населения это вызывает неоднозначную реакцию. Реализуется особый подход к обеспечению гарантий безопасности на всех этапах эксплуатации АЭС. Отличительным признаком научно-технической деятельности ядерной энергетики Швейцарии является гласность и доступность всех слоев научно-технической общественности к результатам практической деятельности, научных исследований, данным о состоянии окружающей среды. В Швейцарии работают пять АЭС суммарной электрической мощностью 2950 МВт. Они вырабатывают 39 % всей производимой электроэнергии страны. 2. Принцип создания условий безопасности ядерной энергетики потребовал значительных затрат на разработку и осуществление технических решений, проводимых NAGRA.

К особенностям ядерной энергетики Швейцарии следует отнести утилизацию отработанного тепла на АЭС и предотвращение его выброса в окружающую среду. Исключение временного хранения жидких отходов и направление их на цементирование сразу же после образования. Для изоляции отходов принята система, состоящая из инженерных барьеров (форма отверждения, упаковки, бетонит) и природной среды.

Переработку и остеклование высокоактивных отходов планируют на заводах Франции. Возвращенные отходы будут хранить в стране 30 – 40 лет в поверхностных хранилищах с принудительным воздушным охлаждением, а затем захоранивать в подземных могильниках. На временное хранение отхо-

ды будут поступать с тепловыделением 2500 Вт/пенал, на захоронение – 500 Вт/пенал (объем пенала 150 л). Технология обращения с жидкими радиоактивными отходами предусматривает перевод их в твердое состояние на месте. Предпочтение отдается цементированию (свыше 80%). битумирование почти не используется (около 2 – 3 %). Отвержденные отходы, затаренные и стандартные 200-литровые бочки, хранятся во временных хранилищах на АЭС.

В Швейцарии был проведен поиск геологических формаций, пригодных для сооружения подземных могильников. Рассматривались массивы и толщи из гранита, глины, мергеля, ангидрита, гипса. В настоящее время детально изучают четыре площадки, представленные ангидритом, мергелем и гранитами.

Подземная лаборатория на озере Гримзель позволяет демонстрировать общественности представительность и надежность методов исследования, обосновывающих правильность выбора участков для захоронения отходов и надежность конструктивных решений.

В результате исследований получены данные о влиянии теплового поля на гидрогеологические процессы и технологии проходки выработок на нарушенность массива.

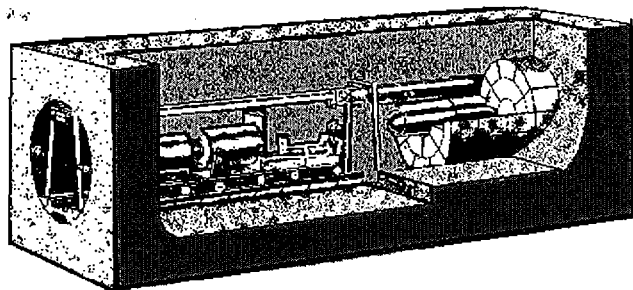


Рис. 23.15. Схема размещения контейнеров с высокоактивными отходами в выработке.

Высоко- и среднеактивные отходы, содержащие до 99% радиоактивности, предполагается захоранивать в гранитных массивах.

Высокоактивные отходы включают в стекломассу, которую заливают в стальные канистры с толщиной стенок 25 см. Расчеты показывают, что в течение первых 1000 лет более 99% всей содержащейся в стекле радиоактивности распадется. За это время стенка канистры из углеродистой стали корродирует на глубину не более 4 см. Для сохранности канистры по условиям внешних нагрузок достаточно толщины 15 см. Таким образом, принятые габариты обеспечивают с гарантией целостность упаковки. Масса канистры с остеклованными отходами 8,4 т. Их располагают в горных выработках горизонтально и окружают бентонитовой закладкой толщиной более 1 м (рис. 23.15).

Считают, что даже при самых неблагоприятных ситуациях миграция радионуклидов через бентонит произойдет только путем диффузии и лишь за 100000 лет они смогут достигнуть породных стенок, т. е. бентонитовый барьер смогут преодолеть только радионуклиды с очень большим сроком жизни. Окружающие породы (гранит) должны иметь проницаемость от 10^{-6} до 10^{-12} м/с.

Конструкция могильника предусматривает создание серии горизонтальных выработок на глубине около 1200 м в гранитном массиве на севере Швейцарии, соединенных с поверхностью двумя шахтными стволами. Отвержденные среднеактивные отходы, содержащие α -активные нуклиды, предполагается захоранивать в вертикальных цилиндрических камерах (рис. 23.16).

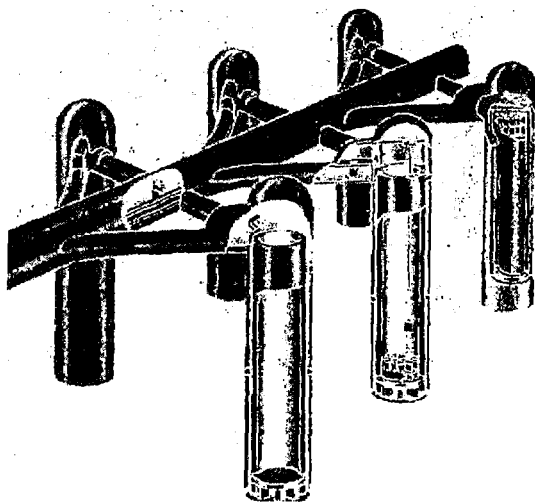


Рис. 23.16. Камеры для размещения среднеактивных отходов, содержащие α -активные нуклиды.

В зонах водопроявлений отходы не будут размещать, эти зоны заполнят бентонитовой глиной на полное сечение. Проходку выработок выполняют комбайны с разрушением породы на полное сечение (диаметр 3,7 м). Предполагается, что подземный могильник для захоронения высокоактивных отходов может быть готов к эксплуатации самое раннее к 2020 году.

Для оценки возможности захоронения низко- и среднеактивных отходов рассматриваются участки, представленные ангидритом, мергелем и гранитом. В настоящее время составлена и реализуется программа исследований на этих участках, включающая геофизические исследования, бурение скважин и проходку разведочных выработок.

В 1969 году в Швейцарии был принят закон, запрещающий вечное хранение радиоактивных отходов на поверхности. Хотя предельный срок хранения отходов на поверхности не определен, предполагается, что не позже 2010 года они все поступят на захоронение

Долговременная изоляция отходов также достигается созданием системы барьеров. Жидкие отходы цементируют в 200-литровых стандартных бочках, которые помещают в бетонный контейнер (2х2х4 м) и заливают цементным раствором. Подготовленные контейнеры устанавливают в закрепленной бетонной крепью выработке, а нее оставшееся пространство заполняют специальным цементным раствором. Контейнеры готовят в специальных подземных камерах. Отходы сортируют по уровню токсичности и размещают в разных камерах.

В подземном могильнике планируют разместить 200 тыс. м³ отходов, половина которых будет от демонтажа АЭС. Предполагается, что могильник для захоронения низко- и среднеактивных отходов будет готов к эксплуатации к 2000г.

Исследовательский центр NAGRA. Он был создан для разработки проектов и обоснования методов обращения и изоляции отходов в 1972 году. Его штат насчитывает 70 чел. в трех отделах: реализации проектов, исследований и технологий, юридического отдела. Бюджет формируется за счет входящих в него организаций (пропорционально мощности АЭС). Расходы на НИОКР, авторский надзор достигают 50 млн. франков в год.

Строить могильники планируется за счет отчислений, сумма которых по стоимости электроэнергии составит 3%. Одним из видов деятельности NAGRA является проведение широкомасштабных научно-исследовательских работ в подземной лаборатории на озере Гримзель.

Основу проекта могильника составляет математическая модель, учитывающая реальные условия среды и конкретные исходные данные. При математическом моделировании и анализе надежности швейцарские специалисты считают необходимыми следующие четыре стадии:

- изучение естественных условий для определения и понимания происходящих процессов и обеспечения надежности;
- разработку концептуальной физической модели и математическое описание с обоснованием необходимых исходных данных;
- проверку возможностей разработанных моделей путем сопоставления отдельных результатов с данными экспериментов;
- использование разработанных моделей для прогноза надежности могильника.

Такой подход определил необходимость крупномасштабных экспериментов в натурных условиях, для чего NAGRA начала участвовать в работах по проекту Стрипа (Швеция) и др. Одновременно было принято решение о создании в Швейцарии собственной подземной лаборатории в скальных породах, которые характерны для многих районов страны. Для этого был выбран участок на юге Швейцарии в гряде Альпийских гор в районе подземной электростанции Гримзель II. По сравнению с условиями в северной части страны на опытном участке в большей мере распространены тектонические нарушения, напряженное состояние массива пород более неоднородно, имеются водопроявления. Эти обстоятельства обеспечивают более широкий оптимальный диапазон постановки опытных работ.

Лаборатория находится на высоте 1730 м над уровнем моря и глубине 450 м от поверхности. В формировании нагрузок на массив горных пород

играют роль сезонные колебания уровня озера Гримзель, питающего подземную электростанцию. Лаборатория включает в себя выработки для проведения экспериментов, общая длина которых составляет около 1 км, отдельные камеры, служебные помещения. Основные выработки имеют круглое поперечное сечений диаметром 3,7 м. Выработки не закреплены. Отдельные камеры проходили с применением буровзрывных работ. Камеры имеют бетонную обделку.

В лаборатории планировали проведение исследований в две стадии. На первой, завершенной в 1980 – 1987 годах, в работах участвовали американские и западногерманские специалисты. Исследования были направлены на детальное изучение строения горного массива, происходящих в нем процессов, сопоставление результатов измерений. Геофизические, миграционные исследования и исследования механики скальных пород выполняли на основе следующих измерений:

электромагнитные высокочувствительные измерения - для принципиальных оценок возможности использования метода при определении зон нарушений в кристаллических породах;

– подземное сейсмозондирование – для обнаружения зон нарушений в дополнение к электромагнитным высокочувствительным измерениям;

– измерения относительной сдвижки участков пород – для определения участков активных неотектонических нарушений;

– радиолокационное отражение – для сравнительных оценок структуры массива горных пород;

– измерение характеристик градиента потока подземных вод – для обоснования исходных данных гидрогеологической модели участка;

– оценка влияния горных работ на изменение проницаемости пород вокруг выработки – измерения проводили в скважинах, пробуренных вдоль выработки на различном удалении от ее контура;

– измерение напряжений в массиве пород – в скважинах глубиной до 200 м – для выявления особенностей распределения напряжения в массиве пород при сложном формировании нагрузок;

– тепловые измерения – для изучения механизма формирования тепловых, деформационных полей под воздействием теплового источника и его влияния на изменение гидрогеологических процессов. Для этих целей использовали два нагревателя мощностью до 24 кВт каждый.

На второй стадии работ до 1990 года предполагалось уточнение строения горного массива; выполнить сейсморазведку; изучить тектоническую зону в районе подземной лаборатории; гидрогеологические и деформационные процессы в зоне влияния выработок.

В работах за соответствующую плату могут участвовать специалисты других стран: как в проведении экспериментов по программе NAGRA, так и постановке собственных опытов.

Разведочные работы выбранного для сооружения подземного могильника высокоактивных отходов района включают весь комплекс геофизических, гидрогеологических исследований и изучение коллекторских свойств пород. Породы на этом участке представлены серым мелкозернистым грани-

том, залегающим на глубине от 400 м и ниже. В настоящее время на площадке начато бурение структурной скважины на глубину до 1500 м.

Особенностью исследований является изучение всех свойств, параметров получаемого ядерного материала по всей глубине скважины непрерывно, а не в характерных точках или интервалах.

В сентябре 2000г. представители пяти европейских стран – Швейцарии, Италии, Чешской Республики, Словении и Нидерландов – образовали группу IRIG (International Repository Interest Group) для обсуждения концепции создания международного хранилища радиоактивных отходов (РАО) для стран, возможности которых могут оказаться ограниченными при дальнейшем использовании ядерной энергетики. Группа будет работать непосредственно с фирмой «Pangea Resources International» (PRI), которая осуществляет поиск регионов, наиболее пригодных для сооружения хранилищ с высоким уровнем изоляции РАО.

В ноябре 2000г. в Швейцарии было проведено совещание группы IRIG, организованное фирмой PRI, с участием представителей группы энергетических фирм Швейцарии, Национального комитета Италии по НИОКР в области ядерных и альтернативных источников энергии и организаций Чешской Республики, Словении и Нидерландов по обращению с РАО. Группа IRIG признала необходимость сооружения в будущем международного хранилища с учетом вопросов безопасности, охраны окружающей среды и экономики. Однако было отмечено, что поскольку настоятельной необходимости в хранилищах отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) и/или высокоактивных отходов (ВАО) нет, то концепция международного хранилища может разрабатываться постепенно с учетом как научных, так и социальных проблем, в сотрудничестве с Международным агентством по атомной энергии (МАГАТЭ) и без опережения национальных программ. В дальнейшем деятельность группы IRIG должна быть направлена на развитие уже сделанного МАГАТЭ в области определения политических и правовых условий, необходимых для организации региональных хранилищ отходов, и своевременную подготовку обсуждения в стране, предлагающей размещение такого хранилища. Работа группы должна основываться на том, что концепция международного хранилища может быть реализована в том случае, если предложение будет выдвинуто какой-либо страной при условии полной информированности и заинтересованности населения.

Япония. На АЭС Японии предусматривается ликвидация отходов с низким уровнем радиоактивности и на море, и на суше, однако, в настоящее время принято решение развивать систему ликвидации на суше.

Радиоактивные отходы, которые образуются на АЭС, для обеспечения безопасности находятся под постоянным радиационным контролем. На АЭС Хамаока эксплуатируются два инженерных хранилища для хранения радиоактивных отходов. Радиоактивные отходы герметично заключаются в железных бочках. В первом корпусе можно хранить около 7000 бочек и приблизительно 35000 бочек во втором корпусе т.е., можно хранить всего 42000 бочек с отвержденными отходами. Таким образом, для хранения радиоактивных отходов, которые образуются при эксплуатации АЭС, существующих сооружений вполне достаточно.

В настоящее время на АЭС Хамаока эксплуатируется инженерное хранилище для концентрированного и продолжительного хранения отходов с низким уровнем радиоактивности (рис 23.17). В 1985 году была организована компания «Нихон Гэннэн Сангё (промышленность ядерного топлива Японии), которая построила в 1992 году первую очередь центра хранения отходов с низким уровнем радиоактивности с емкостью 200.000 железных бочек (по 200 л) в поселке Роккасё префектуры Аоморию.

Радиоактивные отходы, которые образуются на АЭС, для обеспечения безопасности находятся под постоянным радиационным контролем. На АЭС Хамаока эксплуатируются два инженерных хранилища для хранения радиоактивных отходов.

Радиоактивные отходы герметично заключаются в железных бочках. В первом корпусе можно хранить около 7000 бочек и приблизительно 35000 бочек во втором корпусе. В общей сложности в хранилище можно хранить 42000 бочек с отвержденными отходами. Таким образом, для хранения радиоактивных отходов, которые образуются при эксплуатации АЭС, существующих сооружений вполне достаточно.

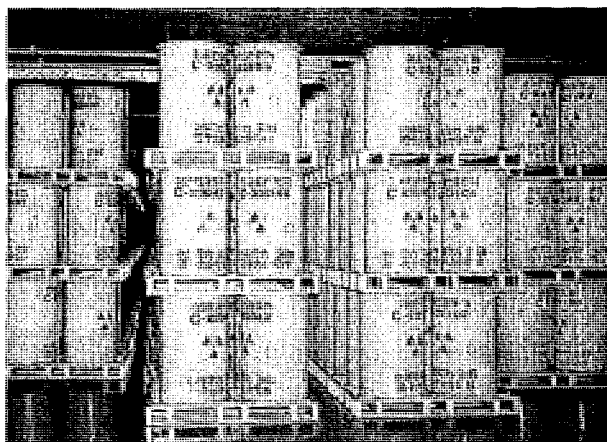


Рис. 23.17. Хренение отвержденных РАО в хранилище (Япония).

Радиоактивные отходы отверждены цементом или пластмассой в бочках. Как показано на рис. 23.18, железные бочки складываются в три яруса и приняты меры для предотвращения их опрокидывания и надежного хранения.

Железные бочки, которые ныне хранятся на складе АЭС Хамаока, после начала работы вышеупомянутого центра по очереди отправляются в центр Роккасё. Транспортировка бочек с отвержденными отходами производится спецтранспортом в контейнерах, исключаяющими вредное влияние на население и окружающую среду.

В таблицах 23.3, 23.4, 23.5 приведены характеристика наиболее широко используемых зарубежных контейнеров

Таблица 23.3. Характеристика наиболее широко используемых зарубежных контейнеров

Тип контейнера	200 литровая бочка	200 л бочка в 400 л бочке с бетонным экраном между ними	Бетонный контейнер с 200 л бочкой	Кубический бетонный контейнер
Внутренний объем, л	200	200	200	1000
Внешний объем, л	200	400	1000	1740
Размеры, см	диаметр -57, высота - 88	диаметр -77, высота - 110	диаметр -100 высота - 125	сторона - 1200
Вес в загруженном состоянии, кг	до 500		2300	
Толщина стенок, см	0,1	10	20	10 - 25
Материал	мягкая сталь	мягкая сталь, бетон	мягкая сталь, бетон	железобетон
Покрытие	краска	краска	нет	нет
Перегородки	нет	кольцо	бетонная крышка	бетон
Биологич. защита	нет	бетон	бетон	бетон
Укрепление	железные стержни	железные обода	железные стержни	железные стержни
Механические свойства	хорошие	очень хорошие	очень хорошие	очень хорошие
Простота обращения	хорошая	хорошая	хорошая	хорошая
Простота дезактивации	хорошая	хорошая	плохая	плохая
Сопротивл. коррозии, лет:				
на воздухе	> 10	> 100	> 100	> 100
в чистой воде	> 10	> 100	> 100	> 100
в соленой воде	> 10	> 100	> 100	> 100

Таблица 23.4. Стандартизированные упаковки для РАО, используемые в NIREX (Великобритания)

Тип	Вид	Материал	Внешние размеры, мм			Масса	Использование
			Длина	Ширина	Высота		
Контейнер для САО	500 л. бочка	Нержав. сталь	800	-	1200	2	Эксплуатационные РАО.
	3 м ³ ящик	Нержав. сталь	1720	1720	1225	12	Крупные ТРО.
	3 м ³ бочка	Нержав. сталь	1720	-	1225	12	
	4 м ³ ящик	Бетон	4013	2438	2200	65	Большой контейнер для смешивания и отверждения внутри него жидких РАО и шламов.
Контейнер для НАО	4 м ³ ящик	Бетон	4013	2438	2200	30	Крупные твердые РАО, возникающие при операциях по демонтажу
	2 м ³ ящик	Бетон	1969	2438	2200	30	

Таблица 23.5. Контейнеры для РАО, используемые во временном хранилище Nord (Германия)

Тип	Вид упаковки	Полезный объем, м ³	Цена US\$	Назначение:
Стандартная стальная бочка	180-литровая бочка	0.18	52	Для компактируемых отходов. Одноразовый контейнер для суперкомпактирования.
	200-литровая бочка	0.20	184	Промежуточное хранение осадков и компактируемых РАО. Хранение и захоронение кондиционированных РАО.
	400-литровая бочка	0.40	302	Хранение и захоронение кондиционированных РАО. Внешняя упаковка для 200 – 280 л. бочек. Временное хранение осадков.
	580-литровая бочка	0.58	540	Хранение и захоронение кондиционированных РАО. Внешняя упаковка для 200 - 400 л. бочек. Защитная упаковка для 200 л. контейнеров. Временное хранение осадков
Контейнер из обычного бетона (с односторонним защитным покрытием)	VBA 200 Konrad/E RAM	0.2	648	РАО, кондиционированные для захоронения в 200 л. бочках. Защитная упаковка для 200 л. контейнеров.
	VBA 400 Konrad/E RAM	0.4	702	РАО, кондиционированные для захоронения в 400 л. бочках. Защитная упаковка для 400 л. контейнеров.
Контейнер из обычного бетона	BC IV Konrad	1.6	7300	Временное хранение осадка, высокоактивных РАО, гранул; свободно или в 200 л. бочках
Контейнер из тяжелого бетона	BC V Konrad	≈2.3	8000	Временное хранение осадка, высокоактивных РАО, гранул; свободно или в 200-л. бочках
Контейнер из стальных листов	SC IV Konrad	≈7.3	4865	Временное хранение осадка/ высокоактивных РАО, гранул; свободно или в 200-л. бочках
	SC V Konrad	≈10.7	5945	Временное хранение осадка, высокоактивных РАО, гранул; свободно или в 200 л. бочках
	20 – футовый контейнер		17245	Временное хранение осадка, высокоактивных РАО, гранул; свободно или в 200-580 л. бочках.
Чугунный контейнер	Mosaik II-15	0.5	27030	Временное хранение осадка. высокоактивных РАО, гранул; свободно или в 200-400 л. бочках, ящиках

Глава 24. Состояние ядерно-энергетического комплекса Украины

Украина относится к числу стран с развитой атомной энергетикой. До 15 декабря 2000 года на Украине действовало 14 ядерных энергоблоков общей мощностью 13,8 ГВт. Электроэнергия вырабатывается на следующих АЭС: Запорожская АЭС, работает 6 энергоблоков с реакторами ВВЭР-1000; Южно-Украинская АЭС, работает 3 энергоблока с реакторами ВВЭР-1000; Ровенская АЭС, работает 3 энергоблока, 2 энергоблока с реакторами ВВЭР-440 и 1 энергоблок с реактором ВВЭР-1000; Хмельницкая АЭС, работает 1 энергоблок с реактором ВВЭР-1000.

Чернобыльская АЭС, сооружено 4 энергоблока с водо-графитовыми реакторами типа РБМК-1000. В 1997 году правительством Украины было принято решение о досрочном снятии ЧАЭС с эксплуатации.

Таблица 24.1. Атомные станции Украины

№ п. п.	АЭС	№ блока	Тип реактора	Эл. мощн. МВт	Год ввода	Примечание
1	Запорожская г. Энергодар	1	ВВЭР-1000	1000	12. 1984 г.	
		2	ВВЭР-1000	1000	10. 1985 г.	
		3	ВВЭР-1000	1000	12. 1986 г.	
		4	ВВЭР-1000	1000	12. 1987 г.	
		5	ВВЭР-1000	1000	09. 1989 г.	
		6	ВВЭР-1000	1000	11. 1995 г.	
2	Чернобыльская г. Припять, Славутич	1	РБМК-1000	1000	09. 1977 г.	15.12.2000 станция снята с эксплуатации указом Президента Украины.
		2	РБМК-1000	1000	12. 1978 г.	
		3	РБМК-1000	1000	12. 1981 г.	
		4	РБМК-1000	1000	12. 1983 г.	
3	Ровенская г. Кузнецовск	1	ВВЭР-440	400	12. 1980 г.	
		2	ВВЭР-440	400	12. 1981 г.	
		3	ВВЭР-1000	1000	12. 1986 г.	
		4	ВВЭР-1000	1000	08.2004 г.	
4	Южно-Украинская г. Южно-Украинск	1	ВВЭР-1000	1000	12. 1982 г.	
		2	ВВЭР-1000	1000	01. 1985 г.	
		3	ВВЭР-1000	1000	09. 1989 г.	
		4	ВВЭР-1000	1000	-	
5	Хмельницкая г. Нетешин	1	ВВЭР-1000	1000	12. 1987 г.	
		2	ВВЭР-1000	1000	09.2004 г.	
		3	ВВЭР-1000	1000	-	
		4	ВВЭР-1000	1000	-	

На конец 1997 года блок № 1 остановлен и в дальнейшем выведен из энергетического режима эксплуатации, блок № 2 остановлен после пожара в 1991 году и из него выгружено топливо, блок № 4 – разрушен за проектной аварией в апреле 1986 года (объект «Укрытие»), блок № 3 15 декабря 2000 года остановлен на основании указа Президента Украины о досрочном снятии Чернобыльской АЭС с эксплуатации.

В соответствии с решением Правительства Украины предполагается пуск 2 недостроенных энергоблоков с реактором ВВЭР-1000, строительство которых было приостановлено из-за введенного моратория: 4-й блок Ровенской АЭС; 2-й блок Хмельницкой АЭС. Они были пущены в 2004 году.

В Украине в настоящее время предусматривается эксплуатация АЭС только с реакторами типа ВВЭР. Таким образом на начало 2005 года в Украине имеется в эксплуатации 13 генерирующих ядерных энергоблоков ВВЭР-1000 и 2 энергоблока ВВЭР-440 на 4 действующих АЭС (табл. 24.1, рис. 24.1). После осуществления намеченной и уже проводимой реконструкции АЭС значительно возрастет их безопасность и она будет доведена до уровня, соответствующего международным требованиям.

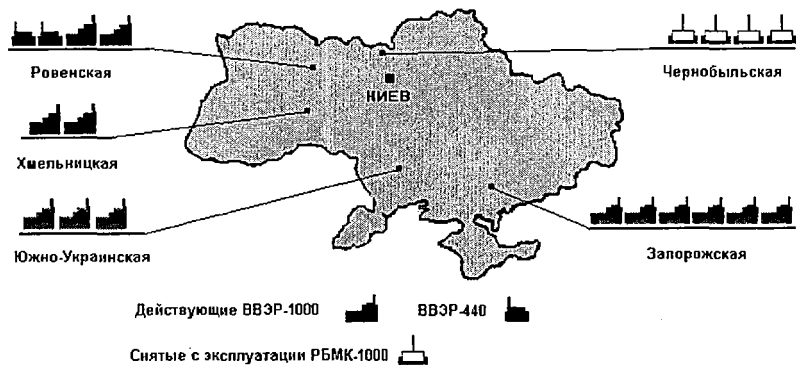


Рис. 24.1. Схема размещения АЭС Украины.

В сентябре 2001 года электростанциями Украины произведено 12430,3 млн. кВт·ч, что на 92,7 млн. кВт·ч или на 0,7% меньше, соответствующего периода прошлого года. Электростанциями, относящимся к сфере управления Минтопэнерго Украины, за сентябрь 2001 году произведено 12078,3 млн. кВт·ч, что на 152,0 млн. кВт·ч, или на 1,2% меньше, по сравнению с соответствующим периодом прошлого года.

За январь-сентябрь текущего года уровень производства электроэнергии электростанциями, входящими в состав объединенной энергетической системы Украины, составил 123777,1 млн. кВт·ч, что на 259,2 млн. кВт·ч або на 0,2% больше, по сравнению с соответствующим периодом прошлого года.

Электростанциями, относящимся к сфере управления Минтопэнерго Украины за 9 месяцев 2001 году произведено 119680,7 млн. кВт·ч, что на 283,9 млн. кВт·ч или на 0,2% больше, по сравнению с соответствующим периодом прошлого года. При этом тепловыми электростанциями произведено 54944,8 млн. кВт·ч, что на 484,5 млн. кВт·ч или на 0,9% больше, по сравнению с соответствующим периодом прошлого года. Атомными электростанциями произведено 55045,7 млн. кВт·ч, что по сравнению с соответствующим периодом прошлого года меньше на 1165,9 млн. кВт·ч или на 2,1%. Гидравлическими электростанциями произведено 9690,1 млн. кВт·ч, что на 965,3 млн. кВт·ч или на 11,1% больше, по сравнению с соответствующим периодом прошлого года.

Как видно из вышеприведенного, структура производства электроэнергии электростанциями Минтопэнерго Украины в общей выработке относительно прошлого года несколько изменилась. Так, выработка ТЭС за январь-

сентябрь текущего года от общей по ОЭС составляет 44,4%, выработка электроэнергии АЭС составляет 44,5%, а выработка ГЭС – 7,8%. За 9 месяцев 2000 года доля выработки ТЭС, АЭС и ГЭС составила соответственно 45,5%, 44,1% и 7,1% (таблица 24. 2).

Необходимо заметить, что выработка электроэнергии электростанциями других ведомств (блок-станциями и коммунальными ТЭЦ) в январе-сентябре текущего года составила 4096,4 млн. кВт·ч, что на 24,7 млн. кВт·ч или на 0,6% меньше, по сравнению с соответствующим периодом прошлого года.

Угледобывающими предприятиями в январе-сентябре 2001 года добыто 62,3 млн. тонн рядового угля, что на 2,5 млн. тонн или на 4,1% больше соответствующего периода 2000 года. Энергетического угля добыто 32,5 млн. тонн, что на 1,16 млн. тонн или на 3,9% больше соответствующего периода 2000 года.

Таблица 24. 2. Динамика и структура производства электроэнергии

Выработка электроэнергии	9 месяцев 2001 г.		Ориентировочно за 12 мес.2001 г.
	млн.. кВтч	%	млн.. кВтч
Электростанции Минтопэнерго, из них	119680,7	96,7	159573,3
ТЭС	54944,8	44,4	73259,7
ГЭС	9690,1	7,8	12920,1
АЭС	55045,7	44,5	73394,3
НДЭ	0,1		0,1
Блок-станции и коммунальные ТЭЦ	4096,4	3,3	5461,8

С начала 2001 года в Украине добыча составила 2777,8 тис. тонн нефти вместе с газовым конденсатом и 13602,7 млн.. куб. м газа, что в сравнении с соответствующим периодом 2000 года по нефти с конденсатом осталась на том же уровне, а по газу – больше, на 164,5 млн. куб. м или на 1,2 %. Предприятиями НАК «Нефтегаз Украины» добыто на 01.09.2001 года 2673,5 тис. тонн нефти с конденсатом и 13157,4 млн. куб. м газа. По сравнению с соответствующим периодом прошлого года, уровень добычи нефти с конденсатом сократился на 7,0 тис. тонн или на 0,3%, а по газу увеличился на 109,8 млн. куб. м или на 0,8 %.

Вклад атомных электростанций Украины в выработке электроэнергии в отдельные периоды составлял около 46 %. Кроме АЭС на территории Украины находится еще ряд важных ядерных объектов. Среди них 2 исследовательских и тренажерных реактора и одна критическая сборка. Все АЭС входят в состав Национальной атомной энергогенерирующей компании «Энергоатом» Минтопэнерго Украины, которая выполняет функции эксплуатирующей организации.

Кроме того Украина является одной из ведущих стран по добыче и переработке урановых руд. Восточный горно-обогатительный комбинат (г. Желтые Воды) производит урановую руду и урановый концентрат, а Приднестровский комбинат – гексафторид урана. Таким образом Украина имеет большой ядерный комплекс и высокий уровень развития ядерной энергетики.

Согласно законодательству Украины, эксплуатирующая организация обеспечивает ядерную и радиационную безопасность, обеспечивает ядерную и радиационную защиту персонала, населения и окружающей среды, несет ответственность за физическую защиту ядерного материала и за возмещение ядерного ущерба как при эксплуатации АЭС так и при обращении с ОЯТ.

Таблица 24.3. Региональное распределение потенциала атомной индустрии в бывшем СССР

	РФ	Украина	Беларусь	Казахстан	Средняя Азия	Закавказье	Балтия
Ядерное оружие	+	+	+	+	–	–	–
Производство ядерного оружия	100%	–	–	–	–	–	–
Корабли с ЯЭУ	100%	–	–	–	–	–	–
Энергетические реакторы	29	14	–	1	–	2	2
Исследовательские реакторы	27	2	1	4	1	1	1
Добыча и переработка урана	40%	20%	–	10%	30%	–	–
Обогащение урана	100%	–	–	–	–	–	–
Производство UO ₂	20%	–	–	80%	–	–	–
Производство ТВЭЛ	100%	–	–	–	–	–	–
Переработка отработавшего топлива и обращение с высокоактивными отходами	100%	–	–	–	–	–	–

Атомная отрасль Украины была создана и эксплуатировалась по принятой в бывшем СССР концепции замкнутого уран-плутониевого ядерного топливного цикла. В бывшем СССР характерной особенностью являлось распределение различных составляющих производства ядерного топливного цикла (ЯТЦ) по всей территории бывшего Советского Союза. Это наглядно показано в таблице 24.3.

При этом на территории Украины находились предприятия по добыче урана и выработке электроэнергии (АЭС). Предприятия по обогащению урана, производству свежего топлива, хранению и переработке отработавшего ядерного топлива, обращению с высокоактивными отходами переработки, а также ведущие научные и проектные организации и отрасли были размещены на территории РСФСР. Естественно, что после выделения Украины в независимое государство и переход на рыночные отношения создало ряд объективных трудностей, в частности, и при обращении с ОЯТ.

При наличии развитой атомной промышленности – генерация электроэнергии, добыча и переработка урановых руд (таблица 24.4) – Украина практически лишилась инфраструктуры обращения с радиоактивными отходами: проектных и технологических институтов; заводов по переработке отработанного ядерного топлива; производственных мощностей, обеспечивающих оборудованием и аппаратурой и т.д.

В июне 2001 г. правительство Украины утвердило Программу создания ЯТЦ, которая стала продолжением принятой в 1996 году Комплексной программы создания ядерно-топливного цикла.

Программа создания ядерно-топливного цикла в Украине должна стать самокупаемой. Казахстан производит и уран, и таблетки; Россия полностью себя обеспечивает ядерным топливом, а Украина оказалась поставщиком сырья. В создании СП больше всех заинтересована сама Украина. Как минимум, необходимо иметь технологию переработки циркониевого сырья и получения циркониевого проката – для Украины это задача номер один. Необходимо наладить производство комплектов для топливных сборок, чтобы создать ядерное топливо на базе технологий 2-го или 3-го поколения, то есть, более высококачественное, более технологичное и более экономичное. Это должно быть топливо с 4-х или 5-ти летним циклом.

Таблица 24.4. Ресурсы и резервы урана в бывшем СССР (тыс. т)

Район	Ценовая категория						Общая оценка запасов
	До 80 долл./кг.			От 80 долл./кг.			
	Общие запасы	В том числе достоверн	Прогноз	Общие запасы	В том числе достоверн	Прогноз	
Карамазарский	20,0	20,0	–	–	–	–	20,0
Ставропольский	5,3	3,3	–	–	–	–	5,3
Криворожский	30,4	28,2	–	5,5	2,6	–	35,9
Закаспийский	–	–	–	64,4	64,4	–	64,4
Прибалхашский	67,9	17,9	50,0	4,0	4,0	–	121,9
Кокчетавский	31,6	72,4	–	57,2	26,8	70,0	208,8
Стрельновский	204,0	119,2	50,0	7,0	4,8	20,0	281,0
Кировоградский	115,3	44,0	–	150,0	35,0	70,0	335,0
Кызылкумский	261,1	155,6	100,0	18,0	9,7	60,0	439,6
Зауральский	4,5	4,4	–	14,5	12,0	15,0	34,0
Енисейский	–	–	–	23,2	14,8	20	43,2
Витимский	–	–	–	27,5	23,7	40,0	67,5
Забайкальский	–	–	–	29,0	20,7	5,0	34,0
Дальневосточный	–	–	–	3,9	3,9	300,0	303,9
Онежский	5,0	2,0	–	–	–	–	5,0
Всего	790,8	465,0	200,0	409,2	227,8	300,0	2000,0
В т.ч. достоверные							692,6

Примечание: Запасы урана Карамазарского и Ставропольского месторождений на сегодняшний день практически полностью исчерпаны.

В 1996 г. реализовать Программу планировалось за счет отраслевого фонда в объеме 990 млн. долл. – эта сумма равна стоимости компенсационного топлива за вывезенное в Россию стратегическое ядерное вооружение. По данным секретаря СНБО Украины Евгения Марчука, за счет компенсационных поставок ядерного топлива НАЭК «Энергоатом» произвел электроэнер-

гии на сумму 2,5 млрд. долл. Однако в отраслевой фонд тогда ничего не поступило. В настоящее время реально вернуть в фонд порядка 150 млн. долл.

В международном тендере 1996г. на выбор партнера для создания топлива для реакторов типа ВВЭР-1000 победило российское АО «ТВЭЛ». Совместно с Россией и Казахстаном в Украине решено создать СП. Вклад Украины в это СП в виде производства урана, смол, циркониевых труб оценивается в 1 млрд. долл. На первом этапе планировалось производить тепловыделяющие сборки из импортных комплектующих, а к 2000-му – из украинских. Но вначале Украина должна запустить производство циркониевых труб; Казахстан будет поставлять таблетки для их начинки.

Что же касается сборки конечного изделия, хотелось бы, чтобы это было в Украине. Но это зависит от того, как будет финансироваться программа. СП будут переданы технологии, а все остальное будет производиться в Украине. И, конечно же, Украина заинтересована в том, чтобы получать не только технологии, но и инвестиции.

Возможность создания производства ядерного топлива появилась после того, как в энергетике были ликвидированы бартерные схемы работы, и в отрасли появились «живые» деньги. С целью наполнения отраслевого фонда на создание ЯТЦ подписано соглашение, согласно которому НАЭК «Энергоатом» должен возвращать ежемесячно 22 млн грн. Учитывая что сегодня атомщики получают с энергорынка около 50% средств, отчисления в фонд осуществляются пропорционально платежам.

За 11 месяцев 2001 г. из предполагаемых 242 млн. грн. в фонд перечислено 85 млн. грн. Это неплохой процент – 35%, учитывая что за выработанную электроэнергию НАЭК «Энергоатом» практически получил всего лишь 50%.

Наполнение фонда впервые в этом году позволило профинансировать работы на Восточном горно-обогатительном комбинате. Сегодня это одно из наших предприятий, которое стало на ноги. Впервые начали вкладывать деньги в Новокозачинский рудник. 2001-й год для отечественной атомной энергетики стал переломным. Планируется ежегодно производить порядка 1 тыс. т циркониевого концентрата – столько в настоящее время производит Россия. Теперь одна из важных проблем Украины – реанимировать Приднестровский химический завод («ПХЗ»).

Производство урана в Днепропетровске прекращено в 1991 году, но к этому времени уже было накоплено 36 миллионов тонн радиоактивных отходов, общей активностью 75 тысяч Кюри.

Изначально уран извлекался из шлаков. В доменной печи № 6 Днепропетровского металлургического завода переплавляли криворожскую руду, в которой содержался уран. В 1982 году по Постановлению СМ СССР демонтаж и захоронение остатков домны поручили Министерству обороны.

Первые хранилища радиоактивных отходов – это естественные балки и овраги прямо на территории завода и поблизости, без какой-либо противодиффузионной защиты. Всего было создано 9 хранилищ. Одно из них – хранилище «Д» введено в эксплуатацию в 1954 году. В 1968 году была введена в эксплуатацию 1-я очередь хвостохранилища урановых отходов «С», в районе станции Сухачёвка. До 1997 года у завода не было никакой якости –

нужно или не нужно Украине собственное урановое производство, поскольку уже был Указ Президента и Постановление Кабинета Министров № 386 от 29.05.93г. о создании полного цикла производства ядерного топлива для атомных электростанций. В 1997г. стало ясно, что урановое производство на ПО «ПХЗ» больше не нужно.

Сейчас «ПХЗ» находится в труднейшем экономическом и финансовом положении и не может содержать, а тем более что-то делать с хранилищами радиоактивных отходов, радиоактивными зданиями и территорией.

Сегодня нет у «ПХЗ» аттестованного персонала, нет лицензии на право работ с РАО, нет аккредитованной (аттестованной) лаборатории, позволяющей проводить дозиметрический экологический контроль и контроль доз облучения персонала. Все перечисленные работы были прекращены по причине полного отсутствия финансирования. Законами Украины «Об использовании ядерной энергии и радиационной безопасности», «Об обращении с радиоактивными отходами» предусмотрено создание специального Государственного фонда обращения с радиоактивными отходами. Но такой фонд не создан.

Выделенные Кабинетом Министров в ноябре 2000г. из резервного фонда 2,3 млн. гривен для самых неотложных работ на хранилищах радиоактивных отходов – капля в море.

Для решения перечисленных вопросов в декабре 2000г. приказом Минтопэнерго создано Государственное предприятие «Барьер», куда направлены квалифицированные специалисты уранового производства бывшего ПО «ПХЗ». Но нужно решать и другие вопросы.

В структуре стоимости программы производства ЯТЦ добыча и переработка урана на Восточном горно-обогатительном комбинате (ВостГОК) составляет почти 60%, – она предполагает создание резервов уранового концентрата и его экспорт.

После переработки на ВостГОКе извлеченного из украинских рудников сырья получается закись-окись урана (U_3O_8), который затем обогащается в России (получается тетрафторид урана). Получаемый в Украине природный концентрат урана в виде серебристо-черного порошка – U_3O_8 – это уже товар на рынке СНГ. Его стоимость 16-18 долл. за кг, тогда как на международных рынках – 46 долл., однако Украину туда не пускают. Украина обогащает свой уран в России. Всего в мире 5 конверторов (в США, Франции, Германии, России, Великобритании), преобразующих U_3O_8 в тетрагексафторид урана.

В структуре ВостГОКА действует гидротехнологический завод (был запущен в 1959г.), который перерабатывает поставленный с рудников гранит и добывает из него природный уран. Сегодня мощности завода загружены наполовину из-за отставания сырьевой базы, – в год завод перерабатывает 1,6 млн. т руды. Поставка руды осуществляется из 2-х шахт – Смолинской и Ингульской. Между тем мощности завода изношены на 70 – 80%.

Впервые в бывшем Союзе завод освоил получение урана методом подземного выщелачивания, что позволило наладить добычу урана в промышленных масштабах. Отработана технология получения урана методом блочного и кучного выщелачивания. Завод также разработал технологию производства алюминий-скандиевой лигатуры для аэрокосмической отрасли, а также окись скандия. Освоена технология получения карбоната марганца,

двуокиси марганца. По данным руководства завода, есть наработки по производству тетрафторида урана, что позволяет Украине замкнуть цикл ядерного топлива. Для освоения производства тетрафторида урана понадобятся вложения всего лишь в 2-3 млн. долл., зато получаемую продукцию можно продать в 2 раза дороже, чем природный уран.

Согласно Программе создания ЯТЦ планируются геологоразведочные работы на перспективных урановых месторождениях в Кировоградской области (в Днепропетровской области все месторождения уже исчерпаны). Продолжаются работы по освоению Ватутинского (Смолинская шахта) и Мичуринского (Ингульская шахта) месторождений урана, освоение Центрального и Новокопчанского месторождений. Планируется также реконструкция гидрометаллургического завода с целью производства тетрафторида урана.

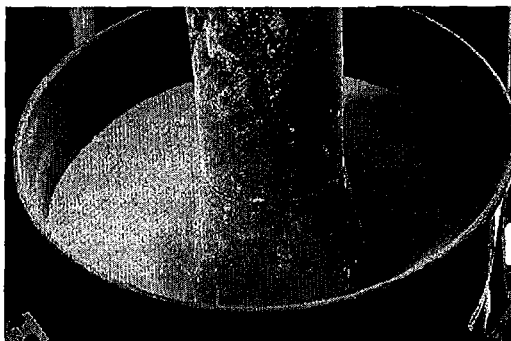


Рис. 24.2. Урановый концентрат.

В 2001 г. начаты работы по освоению Новокопчанского рудника. Работы на руднике были развернуты до 1989 г., однако затем рудник был консервирован (вложено 40 млн. руб.). К тому времени были пройдены 3 ствола рудника. В 2001г. работы на шахте «Новокопчанская» были возобновлены. Летом были развернуты работы по подготовке к строительству складов для руды и породы и других зданий. К концу лета ствол был пройден на глубину 720 м, установлена вентиляция до глубины 700 м. Глубина разведочно-эксплуатационного ствола составляет 1084 м (всего там 3 ствола, и между ними под землей есть сообщения). Шахта рассчитана на добычу 1,5 млн. т руды в год. Новокопчанское месторождение уникальное – в нем хранятся запасы урана, равные объемам уже отработанных запасов Ватутинского и Ингульского месторождений. Кроме того, в районе 10 – 15 км расположены еще 4 месторождения, суммарные запасы которых равны Новокопчанскому.

За счет собственной добычи урана потребности Украины покрываются примерно на 30 – 40%. Но с вводом в действие Новокопчанского рудника потребности в уране будут обеспечены на 140%. По данным экспертов, запасов рудника хватит на 50 лет. Общих запасов урана в Украине хватит на 100 лет. Всего в Украине в Кировоградской области работают 3 рудника.

Промышленная база Украины производит в год 800 т двуокси урана, а в перспективе может быть увеличена до 3 тыс. т.

В структуре ВостГОКа действует также научно-производственный комплекс «Автоматика и машиностроение», обеспечивающий завод и шахты нестандартным оборудованием. Здесь создаются горные машины по добыче урана, лифты для шахт, буровые станции, каретки, перфораторы, а также средства автоматизации и другое оборудование. На предприятии также разработана гамма приборов, включая радиометрическую контрольную станцию «Алмаз» для определения количества урана в руде. Создано 35 типов сепараторов, в том числе, несколько радиометрических. Завод разрабатывает приборы и установки для украинских АЭС.

На базе Научно-производственного комплекса уже подготовлена площадка по выпуску комплектующих для твэлов. Как сообщил директор НПК «Автоматика и машиностроение» Петр Кислый, на подготовленной площадке будут действовать 2 цеха, один из которых будет производить циркониевые комплектующие, а второй – комплектующие из нержавеющей стали. Таблетки будут поставлять казахстанский Ульбинский комбинат, а Новосибирский комбинат будет осуществлять испытания ядерного топлива, так как документация и технология – российские. В Желтых Водах планируется соорудить завод, который будет иметь свой ядерный цикл (незамкнутый).

Сейчас Минтопэнерго совместно с правительством разрабатывает стратегию развития ТЭК до 2030 г., где должны быть определены перспективы атомной энергетики. Стратегию развития ТЭК необходимо увязать с созданием уранового производства. Целесообразно модернизировать ядерные энергоблоки, чтобы продлить их ресурс на 15 – 20 лет, – мир уже идет по этому пути. В Украине эта проблема уже поставлена. Если сегодня рассматривать вопрос развития ТЭК в целом, то необходимо построить экономическую модель нашего государства на базе стратегии развития ТЭК с учетом минимизации энергетической зависимости. И стратегия, конечно же, должна базироваться на нашем уране, запасов которого хватит на 100 лет.

На территории Украины, по данным Минздрава, имеется более 7000 предприятий, организаций, учреждений, где добываются, производятся, применяются, хранятся или перевозятся радиоактивные вещества или другие источники ионизирующих излучений (ИИИ). В настоящее время, в Украине образовалось 2417084 м³ низко- и среднеактивных отходов техногенного происхождения, основную часть которых составляют отходы возникшие в результате аварии на ЧАЭС. Отходы атомных электростанций составляют (составят) около 1,2%. Следует отметить, что на предприятиях атомной энергетики и промышленности сбросы и выбросы радионуклидов строго регламентированы и контролируются в соответствии с установленными нормами радиационной безопасности и требованиями МАГАТЭ, а в сфере обращения с РАО (переработка, транспортирование и захоронение) многие технические вопросы либо не решены, либо решены не полностью. Существующая система сбора, хранения и захоронения РАО в Украине не соответствует современным требованиям по уровню технической оснащенности и экономически неэффективна.

Улучшение экологической обстановки в Украине зависит от успешной реализации стратегии по обращению с РАО, так и с отработавшим ядерным топливом (ОЯТ). В настоящее время очень важным является создание новой эффективной технологии быстрого, безопасного и надежного удаления ОЯТ от реакторов РБМК из среды деятельности человека в специальные подземные сооружения.

Принципиально имеются только две методики обращения с ОЯТ, выбор конкретной стратегии является сложной задачей, решение которой определяется техническими, экономическими, экологическими, правовыми и политическими критериями.

Одна из методик обращения с ОЯТ – это переработка после кратковременного (5 – 10 лет) или более длительного (30 – 50 лет) хранения. Выделенные при этом уран и плутоний, являющиеся ценным энергетическим сырьем, возвращаются в ядерный цикл. Все продукты активации и продукты деления передаются на захоронение как высокоактивные отходы.

Другая методика предполагает прямое захоронение ОТВС без переработки после промежуточного хранения.

Использование ядерного топлива для получения электроэнергии приводит к превышению радиоактивности отработавшего топлива над уровнем естественной радиоактивности исходного объема радиоактивной руды в течение многих тысяч лет. Поэтому не зависимо от выбранных методик обращение с ОЯТ должно быть так организовано, чтобы на всех стадиях деятельности имелись эффективные средства защиты от потенциальной опасности.

К первоочередным проблемам ядерно – энергетического комплекса Украины следует отнести вывоз отработавшего топлива энергоблоков ВВЭР-1000, ВВЭР-440 и получение свежего. Уже согласован план вывоза РАО с украинских АЭС в Россию. Достигнута договоренность о том, что поставки российского ядерного топлива будут проводиться по определенной схеме. Так, добываемый на Украине уран и цирконий служат сырьем для изготовления российскими предприятиями ТВС, стоимость этих компонент засчитывается в общую стоимость поставляемых ТВС.

По принятой концепция замкнутого ядерного топливного цикла (ЯТЦ), согласно которой отработавшее ядерное топливо атомных электростанции должно подвергаться химической регенерации на специальном предприятии, где уран и плутоний выделяются, подвергаются очистке и возвращаются в топливный цикл, а продукты деления иммобилизуются и направляются на хранение или захоронение.

В России действует один завод химической переработки топлива ядерно-энергетических установок (РТ-1) и расположен на территории ядерного комплекса по производству оружейного плутония (Челябинск-65, ПО «Маяк», завод 235). Завод РТ-1 был введен в действие в 1976 г. для переработки топлива реакторов ВВЭР-440, проектная производительность его 400 т топлива в год. На нем можно также перерабатывать топливо ЯЭУ атомных подводных лодок (АПЛ), атомных ледоколов, исследовательских реакторов, натриевых бридеров (размножителей). Регенерированный уран используется в производстве топлива для реакторов РБМК, полученный плутоний направляется на временное хранение.

Поскольку основу ядерной энергетики ближайшего этапа будут составлять АЭС на базе реакторов ВВЭР-1000, тепловыделяющие сборки которых по габаритным характеристикам и содержанию делящихся нуклидов отличаются от тепловыделяющих сборок ВВЭР-440, в 1976г. принято решение о строительстве отдельного завода (РТ-2) вблизи Красноярска для регенерации топлива реакторов ВВЭР-1000. Свыше 1000 т отработавшего топлива реакторов ВВЭР-1000 хранится непосредственно в бассейнах при АЭС, 2000 т такого топлива уже поступило в хранилище ОЯТ завода РТ-2, которое было принято в эксплуатацию в 1985 году. Общая емкость этого хранилища составляет 6000 т, оно заполняется с нарастающей скоростью. В 1992г. в него поступило 150 т топлива, к 2000г. годовое поступление возрастет до 650 т. Строительство завода РТ-2 было начато в 1984 году, но по ряду причин отложено на неопределенное время.

В свете создания украинно-российско-казахстанского совместного предприятия по производству топливных сборок для атомных станций, на площадке ВостГОКа будет создано предприятие по производству комплектующих деталей для топливныхборок. Этот завод будет сравнительно небольшим – площадь около 5000 кв.м, число рабочих 500. Он должен обеспечить поставку комплектующих для ТВЭЛов, предназначенных для нужд украинской атомной энергетики. Казахстан будет изготавливать урановые «таблетки», а России – осуществлять непосредственную сборку. Вначале будет развернут выпуск опытных образцов, а затем переход к серийному производству этих изделий. Эта задача для Украины вполне выполнима.

Центральная научно-исследовательская лаборатория автоматики (ЦНИЛА) долгое время была головной организацией 1-го Главного управления бывшего Министерства среднего машиностроения СССР. Она производила системы автоматизированного контроля для 10 горно-обогатительных комбинатов СССР. После распада давно налаженных связей лаборатория оказалась в такой ситуации, что ее производственные и научно-технические возможности намного превосходили потребности оставшегося в Украине единственного заказчика – Восточного горно-обогатительного комбината (ВостГОК). Пришлось искать рынки сбыта и перепрофилировать часть производства для нужд молочной промышленности, сельского хозяйства, автомобилестроения.

Сегодня на базе ЦНИЛА и ремонтно-механического завода создан научно-производственный комплекс «Автоматика и машиностроение», который смог реализовать свой потенциал в родной отрасли – атомной. Наладить крепкие деловые связи с АЭС оказалось задачей не простой, но специалисты НПК «АиМ» смогли убедить энергетиков в целесообразности сотрудничества и подтвердили это надежностью и качеством своей продукции. Сегодня работы ведутся практически со всеми атомными электростанциями, за исключением Чернобыльской.

Между тем Украина не отбрасывает в дальнейшем планы создания своего собственного комплекса по переработке РАО и производству ядерного топлива с помощью западных партнеров. Проведен международный конкурс на лучший проект по созданию такого комплекса, включающего необходимую для ядерной энергетики инфраструктуру. Участие в конкурсе принял ряд

ведущих компаний мира таких, как Framatom, GNB, AECL, SGN и другие. Кроме того, в проектах модернизации и повышении безопасности на АЭС Украины принимают участие известные зарубежные компании и фирмы: «Duke Engineering & Services», «Bums & Roe», «Scientech», «Duke power», «Stone & Webster», PNNL, ANL, BNL, АЭС «Catawba» (США); «Siemens», «Tanporre», «Forschungszentrum Rossendorf», SVT «Brunschuz», АЭС «Neckar» (Германия); «Cegelek», АЭС «Bugey» (Франция); «Empresarios Agrupados», «Technatom» (Испания); «INKLA» (Австрия); АЭС «Козлодуй» (Болгария).

Проблема обращения с ТСМ объекта «Укрытие» вышла за рамки национальной и решается с помощью мирового сообщества. В разработанном плане SIP (Shelter Implementation Plan) в соответствии с «Меморандумом о взаимопонимании между правительством Украины, правительствами стран Большой семерки и комиссией Европейского сообщества о закрытии Чернобыльской АЭС и преобразовании в экологически безопасную систему» вопросы характеризации ТСМ, разработки технологии и средств их извлечения, кондиционирования и хранения будут решаться в рамках отдельного пакета первоочередных проектов. Вопросы выбора мест расположения и создания хранилищ долгоживущих ВАО будут решаться в рамках государственной программы обращения с РАО.

Вся деятельность по превращению объекта «Укрытие» в экологически безопасную систему регламентируется новой редакцией «Стратегии преобразования объекта «Укрытие», вместо той, которая действовала с 1997 года.

По этому поводу к Премьер-министру Украины было обращение председателя Госкомитета ядерного регулирования Украины. В обращении, в частности, отмечено, что *«в ходе выполнения работ на первом этапе Плана осуществления мероприятий на ОУ произошло отступление от принятой не правительственным уровнем «Стратегии преобразование ОУ». Эти отступления не позволяют ГКЯР Украины принимать регулирующие решения и должны быть устранены.*

Межведомственная правительственная комиссия по комплексному решению проблем Чернобыльской АЭС на своем заседании вынесла такое решение: *«Учитывая, что часть пунктов Стратегии стабилизации объекта «Укрытие» (утвержденной в 1997 году) реализовано в ходе выполнения первого этапа Плана осуществления мероприятий на ОУ (ПОМ), считать целесообразным перенести наиболее важные нереализованные мероприятия этой стратегии в Стратегию преобразования объекта «Укрытие».*

Согласно дополнениям к Нормам радиационной безопасности Украины 1997 года (НРБУ-97/Д 2000) претерпела изменения трактовка статуса ОУ. В соответствии с решением Коллегии Госкомитета по ядерной и радиационной безопасности от 22 декабря 1993 года объект «Укрытие» представляет собой *«разрушенный за проектной аварией энергоблок № 4 Чернобыльской АЭС, на котором выполнены первоочередные мероприятия для уменьшения последствий аварии и продолжаются работы для обеспечения контроля за его состоянием, ядерной и радиационной безопасностью». В новой редакции сделан акцент на функциональное назначение ОУ, поэтому в дополнение к прежней формулировке это сооружение теперь квалифицируется как «место поверхностного хранения неорганизованных РАО (временное хранилище неорганизо-*

ванных радиоактивных отходов, которое находится в стадии стабилизации и реконструкции»).

Стабилизация «Укрытия» с основного мероприятия по его жизнеобеспечению на весь период извлечения топливосодержащих масс переведена в разряд вспомогательных, обеспечивающих строительство защитного сооружения (конфайнмента). На первое место поставлен вопрос выбора конструкции «Укрытия 2» после строительства которого и будут извлекаться ТСМ.

Принципиально изменен подход ко времени такой наиболее продолжительной и затратной во всех отношениях операции. Учитывая реальную ситуацию, слишком жесткое по времени «неотложное извлечение (на протяжении жизни одного поколения)» вообще изъято. Согласно стратегии извлечения ТСМ в рамках задачи 19 SIP такая деятельность будет проводиться на протяжении всего проектного срока службы нового конфайнмента, то есть предположительно в течение до 100 лет. Поэтому в новой редакции прежняя формулировка уточнена следующим образом: «Переход к снятию с эксплуатации объекта «Укрытие» может считаться завершенным лишь тогда, когда топливосодержащие массы будут переведены в ядернобезопасное состояние и поставлены на контролируемое хранение или захоронены...»

В соответствии с логикой SIP, строительству нового безопасного конфайнмента, о котором в предыдущей редакции вообще не упоминалось, уделено особое внимание наряду с подготовкой к извлечению ТСМ. Соответственно, в новой редакции оговорены основные требования к будущему сооружению. «При проектировании и строительстве нового конфайнмента должны быть обеспечены:

а) минимально необходимые изолирующие (от внешней среды) свойства конфайнмента;

б) наличие внутри нового конфайнмента минимально необходимых технологического пространства и оборудования для первичного обращения с РАО (то есть для минимально достаточной организации этих РАО);

в) наличие технологического пространства и соответствующего оборудования для временного хранения уже организованных РАО.»

В новой редакции «Стратегии...» не нашлось «места» разделу «Разработка и внедрение аварийной системы пылеподавления.» Этот раздел в соответствии с техническим решением по результатам реализации первой фазы SIP признан необоснованным с точки зрения дозозатрат и стоимости. Вместо этого теперь планируются дополнительные меры по реконструкции существующей системы пылеподавления.

Регламентация условий и правил проведения деятельности на ОУ, усугубляет, что целью любой деятельности по эксплуатации объекта «Укрытие» (в том числе деятельности по преобразованию объекта «Укрытие» в экологически безопасную систему) есть защита персонала, населения и окружающей среды от влияния радиоактивных материалов, расположенных в объекте или на его площадке. Осуществление деятельности на ОУ с другой целью запрещается. 31 декабря 2001 года Государственный комитет ядерного регулирования Украины выдал новую лицензию на право эксплуатации объекта «Укрытие» в связи с изменением юридического статуса Чернобыльской АЭС.

Глава 25. Захоронение РАО в геологические формации

Надежная изоляция радиоактивных отходов, методы и средства ее осуществления – одна из проблем защиты биосферы от вредного воздействия нуклидов. Захоронение радиоактивных отходов в геологические формации, отвечающие необходимым требованиям, может обеспечить радиационную безопасность и исключить проникновение вредных веществ в среду обитания человека.

В результате изучения обстановки в районах АЭС в России и Украине, где эксплуатируются реакторы РБМК, и опираясь на опыт бурения глубоких скважин большого диаметра, накопленный специалистами НПО «Недра» (Ярославль); пробуравивших на Кольском полуострове скважину глубиной 12263 м, и ПШО «Спецшахтобурение» в Донбассе, группой ученых и инженеров предлагается способ захоронения ОЯТ от реакторов РБМК в скважинах большой глубины, пробуренных в массивах кристаллических пород платформенного фундамента.

При таком способе захоронения отработанных тепловых высокоактивных сборок (ОТВС) распад отходов происходит на достаточно большой глубине, в результате чего время миграции радионуклидов в биосферу становится настолько долгим, что достигается либо полный распад нуклидов, либо достаточное по кратности разбавление отходов, а следовательно, исключается нанесение какого-либо ущерба безопасности для человека и окружающей среды.

Для выбора места сооружения подземного могильника следует последовательно оценить приемлемость геологической формации на региональном уровне в целом и конкретно на данном участке. Условиями пригодности района для сооружения могильника считаются:

- принадлежность его к крупным горным образованиям материковой части земной коры;
- низкая сейсмическая активность (не выше 5 баллов по 12-балльной шкале);
- наличие соответствующей геологической формации достаточной мощности и распространения.

Для захоронения отвержденных и твердых радиоактивных отходов приемлемыми формациями являются каменная соль, некоторые типы скальных пород и глины.

В связи с тем, что при захоронении предполагается навсегда закрыть горный отвод для разработок, в его пределах не должно содержаться запасов минерального сырья и продуктивных пластовых вод, добыча которых на участке расположения может представлять интерес в будущем. На участке расположения могильников не должно быть горных выработок или подземных сооружений, не имеющих отношения к подземному могильнику. Все буровые скважины, пройденные в пределах горного отвода, предлагается картировать, надежно тампонировать и обозначить на местности. Документация по этим скважинам должна храниться совместно со всей документацией на могильник. Следует стремиться к размещению участка могильника в районе, благоприятном для строительства поверхностного комплекса сооружений и подъ-

ездных путей. Участки не должны располагаться в зонах возможного затопления водой при паводках, наводнениях, стихийных бедствиях, прорывах плотин и т. п. Выбранная формация должна представлять собой единый блок, свободный от тектонических разломов и зон дробления разных пород. Для сооружения подземного могильника требуется предоставление горного отвода. Отрицательное влияние процессов, происходящих в пределах горного отвода, на окружающую природную среду не допускается.

В пределах горного отвода формация должна быть литологически выдержанной, не иметь зон нарушений, сдвигов, разрывов массива и т. п. Расстояние от места размещения отходов до зоны тектонического нарушения должно в 2 – 3 раза превышать размеры горного отвода. Литологическая трещиноватость в блоке возможна лишь в виде микротрещин. Для размещения могильника нужна геологическая среда, литологические особенности и мощность которой обеспечивают изоляцию отходов при создаваемых технологических нагрузках. Горные породы на участке расположения могильника должны иметь относительно близкие физико-механические, теплофизические, фильтрационные, геохимические и др. характеристики. Допускается размещение подземных могильников в местах с минимально развитой гидрологической сетью, имеющей связь с подземными водами. При этом следует стремиться к выбору мест с ограниченным развитием горизонта подземных вод, отделенного от рабочего слоя водоупорными защитными целиками (толщами), мощность которых определяется расчетом. Геологические формации, находящиеся в зоне активного водообмена, для захоронения отходов не пригодны.

В идеале гидрогеологические характеристики среды должны обеспечивать преобладающий диффузионный режим массопереноса. Реально же могут рассматриваться изоляционные свойства геологических формаций, способные ограничить распространение отходов в течение всего их активного периода в пределах зоны санитарного отчуждения в недрах. За пределами этой зоны концентрация нуклидов не должна превышать допустимых пределов. При этом расчетные и реальные размеры зоны санитарного отчуждения должны быть сопоставимы.

Изоляционные и сорбционные свойства пород на участке захоронения отходов должны обеспечивать надежность захоронения в условиях развития тепловых и деформационных процессов. Вопрос о выборе максимально допустимой температуры нагрева пород в настоящее время находится в стадии изучения. Предполагается, что на нее влияют теплофизические характеристики пород, присутствие термически неустойчивых минералов и процессы термоградиентного переноса влаги. Чтобы исключить перенос влаги с изменением агрегатного состояния, температура разогрева массива вокруг хранилища не должна превышать температуры кипения воды при пластовом давлении. За предельно допустимую температуру нагрева горных пород при нормальных атмосферных условиях можно принять температуру разложения термически неустойчивых минералов, содержащих воду и разные газы. Однако без детальных экспериментов по изучению процессов взаимодействия породы и жидкости нельзя точно определить температуру возникающих в хранилище гидротермальных явлений.

Подземная часть могильников должна соответствовать следующим требованиям:

- после заполнения отходами и закладкой в камерах захоронения не должно оставаться свободного пространства. Для закладки должны использоваться материалы, которым свойственна минимальная усадка. Тепло- и температуропроводность материала закладки и окружающих пород должны быть довольно близкими;

- подходные горные выработки и камеры захоронения следует располагать так, чтобы они не оказывали вредного воздействия на биосферу, количество каналов (выработок), соединяющих могильник с поверхностью, должно быть минимальным. После размещения отходов все выработки необходимо тщательно изолировать;

- для увеличения гарантийного срока безопасности подземного захоронения помимо зоны санитарного отчуждения следует предусмотреть наличие предохранительных (барьерных) целиков из пород, близких по свойствам к породам рабочей толщи. В этих целиках не должно быть никаких горных выработок, кроме наблюдательных скважин, оборудуемых и ликвидируемых в соответствии с проектом;

- для предупреждения развития деформаций в горном массиве после заполнения могильника отходами все оставшиеся недоиспользованными горные выработки рекомендуется заполнить закладкой, что также будет способствовать изоляции захоронения.

При подготовке к подземному захоронению радиоактивных отходов следует учитывать механические, физико-химические свойства захораниваемых вредных элементов, а также формы их отверждения, которые в свою очередь тоже должны способствовать надежности изоляции. К ним предъявляются такие требования:

- вследствие взаимодействия отходов с окружающими горными породами не должны нарушаться изоляционные свойства выбранного геологического участка;

- отходы должны быть физически устойчивыми на протяжении длительного периода времени:

- материалы и конструкция упаковок отходов должны быть механически прочными, обеспечивающими гарантии сохранности отвержденных отходов во время их транспортировки и размещения в могильнике.

Захоронения радиоактивных отходов рассчитаны на довольно длительный период их изоляции без вредного воздействия на биосферу. Такая изоляция обеспечивается следующим:

- выбором вмещающих пород, образованных в наиболее древние формации, в которых пороодообразующие процессы уже завершены;

- выбором пород, залегающих большими массивами, имеющих большую прочность, наибольшее количество кристаллически связанной воды, склонных к сорбции нуклидов и т.д. В этом отношении наиболее приемлемыми являются граниты.

- выбором зоны расположения канистр с ОТВС в интервале от 1 – 1,5 км до 4 – 4,5 км;

- выбором технологии строительства, в наибольшей степени сохраняющей первоначальную структуру и состояние массива пород;
 - ограничением температурного воздействия на границе стенка контейнера и стенка скважины (не более 120-150°C), что ограничит развитие техногенной трещиноватости вокруг скважины;
 - низкой проницаемостью пород и незначительными нарушениями их микроструктуры на стенках скважины, что обеспечивает большое время в случае миграции ограниченного количества, выщелачиваемых нуклидов;
 - большим периодом движения нуклидов, в течение которого происходит либо их полный распад, либо сорбция;
 - большой высотой изолирующей пробки (до 1 – 1,5 км), которую при восходящих потоках растворы с нуклидами не смогут преодолеть;
- выбором условий, гарантирующих ядерную безопасность при долговременном хранении ОТВС.

При выборе территории для бурения глубоких скважин необходимо оценивать их геологическую стабильность и исключить из рассмотрения участки, ослабленные тектоническими зонами. На основе анализа геологических данных, полученных в результате исследования одиннадцати отечественных и более двадцати зарубежных глубоких скважин, установлено, что в скважинах, пробуренных в тектонически слабоактивных районах, проницаемость кристаллических коренных пород с глубиной сильно снижается. Для познания возможности надежного захоронения ОЯТ в недра земли представляют интерес данные по скважинам: Кольская глубокая (Россия) – 12262 м, Гравберг (Швеция) – 6600 м, Криворожская (Украина) – 3508 м, Уральская (Россия) – 4008 м. Усредненные характеристики разных зон захоронения показаны в таблице 25.1

Таблица 25.1. Усредненные характеристики разных зон захоронения

Характеристики	Зона до 1500 м	Зона 1500-4500 м.
Удельная трещиноватость трещин, м	20-50	5 - 12
Мощность минерального выполнения трещин, см/м	1,2-2,0	1,3 - 3,0
Жильное выполнение присутствует в % длины трещин, %	60-80	30 - 90
Минерализация воды, г/л	0,05-0,5	до 150
Водопроницаемость пород, м ² /сут	0,2-6	–
Коэффициент фильтрации, м/сут	1,0-0,001	3·10 ⁻⁴ - 6·10 ⁻⁵
Геотермальный градиент увеличения на 100 м глубины	до 1 °С /100	1,2 - 2,0 °С /100
Общая пористость, %	0,75-0,99	1,20 - 1,27

Комплексные исследования глубоких скважин позволяют условно выделить в кристаллических породах фундамента платформ три основные зоны по глубине разреза. На глубине до 1,5 км от поверхности зона характеризуется интенсивным проявлением трещиноватости, которая имеет тенденцию увеличиваться в зависимости от экзогенных процессов. В зоне глубиной 1,5 – 4,5 км представлены породы с более благоприятными характеристиками для захоронения ОЯТ, так как сокращается трещиноватость, снижается водопроницаемость, резко увеличивается минерализация воды, повышается плотность

пород [82]. Результаты бурения в других регионах (Германия, Швеция, Украина (Кривой Рог), Россия (Урал)) выявили в целом ту же закономерность. Во всех регионах условные проходки ствола скважины, начиная с глубины 4,5 – 5 км, резко ухудшаются. Возрастает кавернозность стенок, изменяется режим поглощения раствора, ствол скважины стремится уйти от вертикали.

В настоящее время сложилось представление, что гранит в целом менее проницаем, чем гнейсы и подобные им породы, поэтому граниты предпочтительны для захоронения высокоактивных отходов (ВАО). Присутствие в недрах высокоминерализованных вод является весьма благоприятным условием для изоляции ОЯТ. Изучение геологических материалов показывает, что в районах Курской, Ленинградской и Смоленской АЭС под покровом относительно маломощных пластов осадочных пород залегают мощные толщи гранитных пород. Это позволяет надеяться, что создание подземных могильников скважинного типа будет возможным в пределах уже имеющихся отводов территорий для АЭС или в непосредственной близости от них.

Естественно, что представленные данные носят общий характер и подлежат уточнению, особенно в структурном, стратиграфическом и гидрогеологическом отношении.

Предполагается, что подготовленное соответствующим образом отработавшее топливо будет упаковано в стальные канистры с заполнением свободного пространства внутри канистры уплотняющими материалами, смеси или инертным газом.

В первом приближении при захоронении ОЯТ в глубоких скважинах можно ориентироваться на канистры, разработанные ВНИИАЭС и представляющие собой контейнеры из стальных труб с заполнением свободного пространства свинцом. Характеристики некоторых типов канистр приведены в таблице 25.2.

Таблица 25.2. Характеристики канистр для захоронения ОЯТ

К-во ОТВС в канистре, шт.	Диаметр, см	Объем, м ³	Масса контейнера, т	Масса топлива, т	Масса свинца, т	Масса заполненного контейнера, т
7	275	177	0,4	0,46	1,14	2,18
10	418	443	0,65	1,23	2,59	4,79
31	600	944	0,97	2,04	6,79	10,56

Контейнеры могут быть одно- и двухслойными и изготавливаться из различных материалов - нержавеющей стали, меди, титановых сплавов.

Принятие окончательного решения по созданию скважинного могильника станет возможным после проведения комплекса геолого-геофизических работ, сооружения скважины и проверки технологии захоронения на опытно-демонстрационной скважине глубиной 4 км и диаметром до 800 мм. В процессе обоснования пригодности участка для сооружения могильника, проведения буровых работ, опытной загрузки ОЯТ в скважину должна быть сделана оценка безопасности предлагаемого способа и уточнения параметров технологии захоронения.

Принципиальная схема скважины-могильника глубокого заложения представлена на рис. 25.1, как результат анализа конструкции, предложенной

в проекте в составе программы Шведского управления по ядерному топливу и отходам [83].

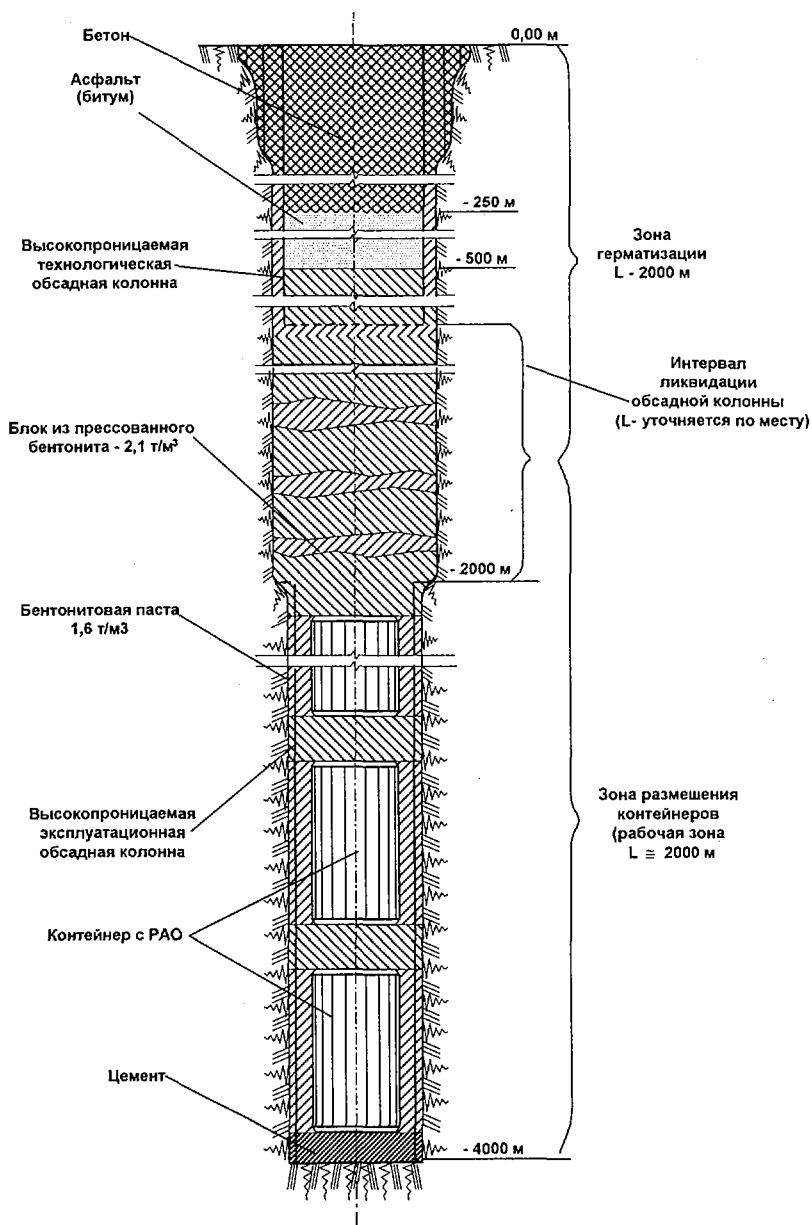


Рис. 25.1. Принципиальная схема скважины-могильника глубокого заложения.

Основные принципы, положенные в основу схемы следующие:

- эксплуатационный диаметр скважины определяется габаритами контейнеров с отходами;
- интервал размещения отходов (рабочая зона 1,5 – 4 км);
- состав герметизирующего комплекса – инертные смеси на основе бентонита в рабочей зоне и в большей части зоны герметизации (суммарный интервал – 500–4000 м), асфальт в интервале 250 – 500 м и бетоны в интервале 0 – 250 м.

Конструктивное исполнение скважины может быть двух типов: с открытым (необсаженным) и обсаженным стволом в зоне размещения контейнеров с отходами.

При хранении ОЯТ и отверженных высокоактивных РАО в глубоких скважинах возможно их воздействие на вмещающий горный массив. Кратко рассмотрим два основных фактора: тепловое воздействие и ядерную безопасность.

Основным критерием оценок безопасности теплового воздействия является ограничение увеличения температуры до предельно допустимых величин, превышение которых может привести к исчерпанию прочности пород. Нагрев массива пород вокруг могильника скважинного типа обуславливает увеличение температуры окружающих горных пород на длительное время, что, в свою очередь, ионизирует напряженное состояние в массиве. Наибольшее разогревание отходов наблюдается через 5 – 7 лет. Максимальный прогрев массива пород происходит в течение 40 лет. В зависимости от количества размещаемых отходов, т.е. диаметра канистры, превышение температуры на стенках достигает 26 – 500 °С.

Радиация оказывает отрицательное воздействие на окружающую породу в непосредственной близости от канистры ВАО и поэтому не может существенным образом повлиять на изолирующие свойства массива. Радиация влияет на геохимические реакции при образовании новых радиоактивных минералов, способных стать дополнительным барьером на пути радионуклидов. В результате температурных изменений вокруг могильника РАО в кристаллической породе может иметь место движение воды в естественных и техногенных трещинах. Выполненный в ВНИПИпромтехнологии анализ эффектов показывает на наличие зоны равновесия термодинамических сил в районе могильника, в которую должен произойти отток влаги от пристеночной области, образуя внутреннюю сухую зону и пояс влажности, отодвигающийся от стенок могильника в массив с повышением температуры.

Геосфера с достаточной сорбционной способностью может обеспечить изоляцию отходов от биосферы, увеличив время переноса до очень больших периодов.

Во избежание контакта ОТВС с подземными водами предусматриваются защитные барьеры: искусственные – матрица ТВЭЛа, оболочка из циркониевого сплава, сборка (стальной цилиндр), свинцовая заливка в сборке, контейнер, изолирующие материалы вокруг контейнера, обсадная труба и бентонитовая глина; естественные – монолит кристаллического массива.

Как показывают оценки, распространение радионуклидов в геосфере при самых неблагоприятных условиях может составить 400 – 500 м от оси

скважины-могильника за 10 тысяч лет, что необходимо учитывать при выборе блока и расстояния до геологических нарушений и разломов, имеющих связь с биосферой.

Выгрузка топлива из реакторов РБМК происходит при выгорании 16 – 22 МВт·сут/т или 11 – 16 МВт·сут/т. В любом из этих вариантов обогащение выгружаемого топлива не превышает 0,71%. Накопление в ОЯТ изотопа плутония-239 в количестве около 2,5 кг/т положения не изменит. Таким образом, в хранилище-могильнике ОЯТ от реактора РБМК не может образоваться критическая масса даже при заполнении его водой.

При выборе участка захоронения с соблюдением обоснованных критериев, качественно выполненных работ по созданию буровой скважины и изоляционных работ, при наличии 10 искусственных барьеров можно говорить о гипотетической аварийной утечке нуклидов. Расчеты, выполненные в ВНИ-ПИПромтехнологии, для захоронения ВАО в горных породах на глубине 700 – 800 м и расчеты, произведенные в Радиовом институте, показали полную безопасность для среды обитания человека от нуклидов, выщелачиваемых из отходов [84].

Техника и технология бурения глубоких скважин в России и Украине достигла высоких уровней благодаря созданию отечественного бурового комплекса. Большой практический опыт бурения глубоких скважин например, сооружение Кольской сверхглубокой, Криворожской и др., создает хорошую основу для быстрой реализации предлагаемого способа захоронения ОЯТ. Технология захоронения ОЯТ, упакованного в металлические контейнеры, заключается в постепенном спуске их в готовую скважину, заполненную раствором из бентонитовой глины. Канистры изолируются друг от друга прессованными бентонитовыми вставками. Температура на границе канистра – порода должна быть выше 150 °С для сохранения изоляционных свойств бентонитовой глины.

После заполнения рабочего интервала на глубине 1,5 – 4 км в пределах кристаллических пород сооружается герметическая пробка и перемычка до дневной поверхности, т.е. не менее 1,5 км.

В ряде зарубежных стран разработаны и уже строятся шахтные могильники на глубинах до 800 м, где предусматривается захоронение в горных выработках одного могильника ВАО со всех отечественных АЭС. Так, в Швеции для захоронения 7,2 тыс. тонн ОЯТ строится могильник, который будет иметь до 40 км горных выработок и столько же коротких скважин, пройденных для размещения в них канистр с ОЯТ. При захоронении ОЯТ от четырех реакторов РБМК (6000 т), по предварительным оценкам, после выдержки 30 лет потребуется 5 – 6 скважин глубиной до 4 км и диаметром 800 мм. После выдержки ОЯТ в течение 15 – 17 лет потребуется 34 скважины диаметром 300 мм. Таким образом, для захоронения ОЯТ от реакторов РБМК в скважинах 4-км глубины потребуется пробурить всего 20 км скважин, что значительно меньше объема горных работ при создании могильника шахтного типа.

По оценкам НПО «Недра», скважина для захоронения ОЯТ глубиной 2,5 км и диаметром под канистру 800 мм будет стоить 8 – 9 млн. руб. (в ценах 1984 г.), в то время как хранилище для выдержки ОЯТ на тот же объем и в тех

же ценах – 30 млн. руб. Техничко-экономическая оценка предлагаемого способа в сравнении с традиционным типом шахтного могильника свидетельствует о реальности создания скважинных могильников для захоронения ОЯТ от реакторов РБМК. При этом ускоряются сроки захоронения, обеспечивается надежность и полная экологическая безопасность среды обитания человека в настоящее время и в будущем.

Результаты исследований, проводимые во многих странах мира, позволяют к наиболее перспективным отнести следующие формации:

- кристаллические породы (Швеция, Финляндия, Канада, Швейцария и др.);
- туфы (США);
- соли (Германия, США, Россия);
- глины (Бельгия, Испания, Франция, Венгрии).

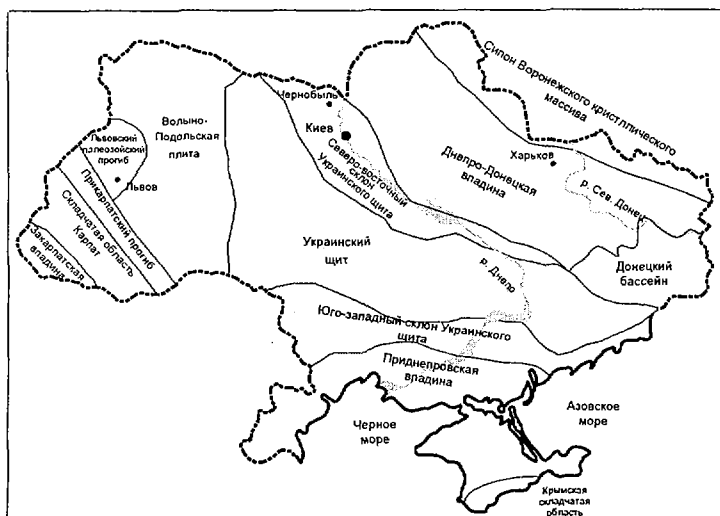


Рис. 25.2. Схема структурных геологических регионов Украины.

На Украине кристаллические породы с глубинами залегания до 100 м распространены в пределах Украинского щита. Эта геологическая структура первого порядка вытянута с северо-запада на юго-восток Украины и расположена в пределах Ровенской, Хмельницкой, Житомирской, Винницкой, Киевской, Черкасской, Днепропетровской, Кировоградской, Запорожской и Донецкой областей.

Толщи туфовых отложений широко представлены в Закарпатской, а также в Волынской и Ровенской областях. Отложения солей распространены в Днепро-Донецкой впадине, в Закарпатье и Прикарпатье. Глины широко распространены в различных регионах (Прикарпатье, Днепро-Донецкая впадина и Вольно-Подольская окраина Восточно-европейской платформы, Причерноморская впадина и др.). Однако если учесть необходимые требования к мощности (пластов) глин, выдержанности их по распространению, глу-

бинам залегания, то наиболее перспективной представляется формация глин внешней зоны Предкарпатского прогиба, где их мощность достигает многих сотен и тысяч метров. Таким образом, в нашей стране имеются все геологические формации, выделяемые в мире в качестве перспективных.

Следовательно, существует благоприятная возможность их оценки в границах районов по комплексу геологических, социально-экономических, транспортных и др. факторов выделения наиболее перспективных альтернативных участков для дальнейших более детальных исследований. Для Украины наиболее перспективными представляются кристаллические породы Украинского щита (рис. 25.2). В пределах этого региона можно выделить два района.

Первый – это территория, охватывающая западную часть Чернобыльской зоны отчуждения и обязательного (безусловного) отселения, а также примыкающую к ним северо-восточную часть Коростенского плутона. Этот район расположен в непосредственной близости от мест скопления радиоактивных отходов, образовавшихся в результате аварии на ЧАЭС. Поэтому, проблема их доставки от мест хранения или захоронения может быть решена с минимальными затратами. Вторым не менее важным фактором является возможность создания хранилища на территории, где в связи с Чернобыльской катастрофой отселены жители и практически отсутствует хозяйственное ее использование. К недостаткам этого района можно отнести сравнительно высокую стоимость работ по созданию хранилища в кристаллических породах.

Второй – это район размещения шахт урановых месторождений в Кировоградской области. Этот район отличается тем, что здесь уже существуют практически безводные шахты, которые после проведения соответствующих дополнительных исследований, могут стать перспективными для создания хранилища геологического типа. При этом, в связи с вероятным использованием для этих целей существующих шахт, возможно удешевление работ по созданию хранилища. Однако возникнут социальные, транспортные и другие проблемы.

Следовательно, выбор в пользу одного из этих районов после проведения соответствующих подготовительных исследований, в том числе социально-демографических, должен осуществляться на основе соответствующего анализа «затраты – польза» каждого варианта [85 – 88].

По геологическим признакам могут быть выделены и другие перспективные районы, однако эти характеризуются еще и другими, не геологическими преимуществами.

Все остальные формации (соли, глины, туфы) и регионы уступают отмеченным в силу их удаленности от основных скоплений РАО, необходимости решения социальных проблем населения, проживающего на территориях возможного размещения хранилищ, и проведения полного цикла работ по обоснованию и созданию хранилища РАО геологического типа. Тем не менее, в соответствии с рекомендациями МАГАТЭ и требованиями отечественного законодательства их альтернативное рассмотрение должно быть выполнено.

Глава 26. Промышленный комплекс ЧАЭС по обращению с твердыми радиоактивными отходами (ПКОТРО)

В рамках подготовки к снятию с эксплуатации Чернобыльской атомной электростанции (ЧАЭС) в районе станции планируется строительство нескольких объектов по обращению с радиоактивными отходами, финансируемых по программе Тасис ЕС, а именно: установки по извлечению твердых отходов, завода по переработке твердых отходов и хранилища короткоживущих радиоактивных отходов. Эти новые объекты образуют промышленный комплекс, в дальнейшем именуемый промышленным комплексом по обращению с твердыми радиоактивными отходами (ПКОТРО). Все объекты комплекса будут построены на основе контракта на сдачу объекта «под ключ», включающего проектирование, лицензирование, изготовление, поставку, строительство, монтаж, ввод в эксплуатацию и передачу объекта Заказчику. ПКОТРО будет располагаться в 30-километровой Зоне Отчуждения (Киевская область, район расположения ЧАЭС), на расстоянии 60 км от города Славутича в 150 км севернее Киева.

Место установки по извлечению отходов расположено на территории промышленной площадки ЧАЭС вдоль северной стороны охранной зоны в створе с главным корпусом первой очереди (рис.26.2).

С запада площадка ограничена существующим хранилищем жидких радиоактивных отходов (ЖРО). С южной стороны – зданием № 86. Северная граница определена охранными сооружениями промышленной площадки. Восточная граница определена сооружениями № 87 и 59. На площадке находится хранилище твердых отходов.

Вокруг площадки существует развитая сеть внутриплощадочных автомобильных дорог, к которым может быть осуществлено примыкание подъездных дорог к установке. Железнодорожный путь проходит на расстоянии около 20 м от площадки. Сети инженерного обеспечения, к которым будут примыкать коммуникации установки, находятся вокруг площадки на достигаемом расстоянии. Объект «Укрытие» находится на расстоянии 400 метров по воздушной прямой на юго-запад от площадки.

Для обеспечения беспрепятственного автомобильного подъезда к площадке строительства и, в перспективе, к зданию установки эксплуатационного, противопожарного и технологического транспорта потребуется строительство отдельных участков внутриплощадных автодорог. Примыкание к существующим дорогам возможно осуществить только с двух сторон:

- с восточной стороны – между забором промплощадки и дизельгенераторной станцией;
- с южной стороны – между зданием 86 и дизельгенераторной станцией.

Кроме того, в непосредственной близости от площадки с южной стороны проходит железнодорожный путь. На период строительства примыкание временной автодороги для доставки строительных грузов может быть осуществлено от контрольно-пропускного пункта № 2.

В состав комплекса ПКОТРО входят три (3) объекта, в дальнейшем именуемые «Пакетами», определения которых приводятся ниже:

1-ый ПАКЕТ: Установки для извлечения ТРО всех категорий.

Краткая характеристика: Извлечение радиоактивных твердых отходов всех категорий и загрузка их в транспортные контейнеры на площадке ЧАЭС для отправки на установку для сортировки.

2-ой ПАКЕТ: Завод по сортировке ТРО всех категорий и переработке низко- и среднеактивных твердых отходов.

Краткая характеристика: Стационарные установки для сортировки ТРО всех категорий и переработки низко- и среднеактивных твердых отходов

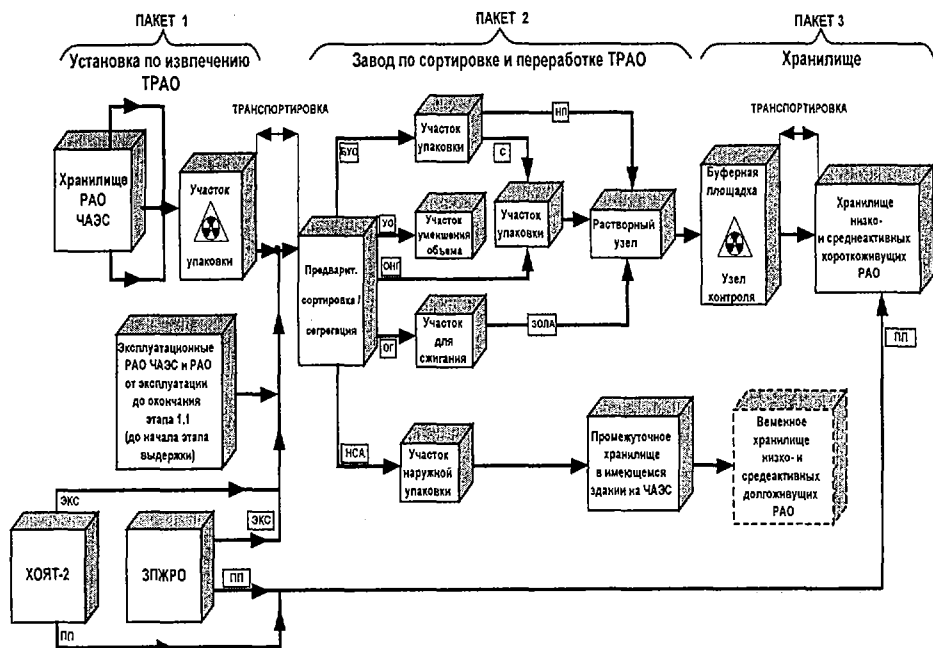


Рис. 26.1. Промышленный комплекс ЧАЭС по обращению с твердыми радиоактивными отходами (ПКОТРО).

ОГ – органические горючие, УО – уменьшение объема, ПП – после переработки, НП – не прессуемые, ОНГ – органические негорючие, БУО – без уменьшения объема, ЭКС – эксплуатационные отходы

3-ий ПАКЕТ: Специально оборудованное приповерхностное хранилище для низко- и среднеактивных (короткоживущих) радиоактивных отходов.

Краткая характеристика: Специально оборудованное приповерхностное хранилище, отвечающее требованиям украинских органов ядерного регулирования.

Данное описание и прилагаемая схема (рис. 26.1) представляют собой минимальный объем проекта.

При выборе технологий, систем и оборудования участники тендера руководствовались следующими критериями. Они должны:

- соответствовать установленным требованиям;
- быть испытанными и безопасными;
- быть простыми в проектировании, надежными и проверенными на практике;
- не представлять трудностей при лицензировании в Украине;
- быть простыми в эксплуатации;
- обеспечивать радиационную защиту персонала, населения и окружающей природной среды;
- обеспечивать выполнение принципа ALARA;
- обеспечивать минимизацию образования вторичных отходов при эксплуатации, ремонте, обслуживании и снятии с эксплуатации установок;
- позволять комбинировать различные технологии (например, сжигание -прессование) с целью обеспечения экономически выгодных переработки и захоронения отходов;
- быть простыми при дезактивации и снятии с эксплуатации.

ПАКЕТ 1: Установки для извлечения ТРО всех категорий. Твердые отходы (включая НСА КЖО, НСА ДЖО, а также, возможно, фрагменты топлива), хранящиеся в настоящее время в хранилище твердых отходов (ХТО) на площадке ЧАЭС.

ХТО представляет собой защитную бетонную конструкцию, которое состоит из трех отсеков (бункеров); каждый отсек предназначался для определенной категории твердых радиоактивных отходов. Два отсека загружены полностью. Загрузка в данные отсеки текущих эксплуатационных отходов в настоящее время не производится. В эксплуатации на сегодняшний день находится только третий отсек. Состояние отсеков хранилища на сегодняшний день показано таблице 26.1.

Таблица 26.1. Состояние отсеков хранилища ХТО ЧАЭС

Отсек	Полезный объем	Объем загружаемых РАО
ХТО - 1	1087 м ³	1070 м ³
ХТО - 2	1005 м ³	930 м ³
ХТО - 3	1884 м ³	450 м ³

Твердые отходы включают «технологические отходы»: металл, бетон, пластмассу, дерево, бумагу и пр. Для доступа в отсеки используются люки различных размеров. Отходы в двух отсеках (ХТО 1 и ХТО 2) были залиты сверху слоем бетона толщиной приблизительно в 1 м.

Извлечение отходов из хранилищ может производиться как сверху, путем использования механического грейфера и кран-балки, так и путем извлечения отходов через боковые стенки с помощью землеройных машин и заглубляющего оборудования.

Куски твердых отходов будут извлекаться с помощью захватов специальной конструкции. Установки должны обеспечивать возможность разрушения и извлечения слоя бетонной заливки, уложенного поверх загруженных отходов. Извлечение последних партий отходов может потребовать использования устройств с дистанционным управлением с подачей их через боковые стенки хранилищ.

Установки для извлечения отходов должны быть передвижными, с тем, чтобы их можно было использовать для извлечения отходов поочередно из всех хранилищ, а также предусматривать оборудование для фрагментации ТРО.

Все операции по извлечению и загрузке РАО в контейнеры будут выполняться в специально построенном для этой цели корпусе, который будет выполнять роль локализирующей оболочки, обеспечивающей надлежащую защиту работающего персонала и минимально возможные дозовые нагрузки. Корпус будет оснащен соответствующей вентиляционной системой, обеспечивающей безопасные условия работы с учетом размещения установки в зоне с повышенным уровнем радиации.

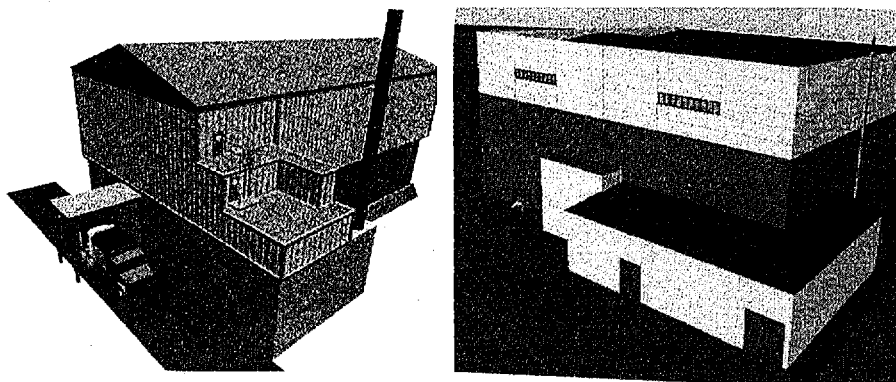


Рис. 26.2. Варианты проекта ПКОТРО

Системы транспортировки отходов между установками Пакета 1 и установками Пакета 2 на промплощадке ЧАЭС должны быть спроектированы с учетом запланированной производительности и рекомендаций МАГАТЭ, соответствовать принципу ALARA (так мало, насколько это практически осуществимо) и требованиям нормативных документов Украины.

Транспортные контейнеры для доставки твердых РАО от мест их хранения до завода по сортировке и переработке, объекта пакета 2, должны быть, при необходимости, оснащены защитными экранами для снижения доз облучения персонала. Задача участников тендера – предложить наиболее практичный и экономичный вариант такого транспортного контейнера.

Дневная производительность установок для извлечения твердых отходов должна составлять не менее 3 м^3 отходов. С учетом времени простоев, для

извлечения отходов из каждого из законсервированных отсеков ХТО требуется не менее 2 лет, а из частично заполненного – не менее 1 года.

После загрузки в транспортные контейнеры твердые отходы будут транспортироваться на установку для сортировки/сегрегации отходов, которая входит в объем поставки по пакету 2.

Жидкие радиоактивные отходы, образующиеся в процессе операций по извлечению твердых отходов, будут собираться в стационарные емкости, предусмотренные в проекте ПКОТРО, для временного хранения до отправки на установку по переработке жидких радиоактивных отходов.

Минимальный объем поставки установок по извлечению отходов включает :

- дистанционно управляемую установку для извлечения отходов из отсеков грейферными захватами или подъемниками и загрузки их в контейнеры;

- оборудование для предварительной фрагментации ТРО;

- узел загрузки первичных упаковок с отходами в транспортные контейнеры;

- устройство для окончательной зачистки отсека от рассыпных отходов и дезактивации освобожденных от отходов отсеков изнутри;

- здание, обеспечивающее приемлемые рабочие условия как для оборудования, так и для операторов установки;

- вентиляционную систему, обеспечивающую приемлемые рабочие условия, отвечающую требованиям норм радиационной защиты;

- контейнеры многоразового использования для транспортировки отходов с установок пакета 1 на установку пакета 2;

- оборудование для загрузки – выгрузки вышеуказанных контейнеров (погрузочно-разгрузочное оборудование);

- систему сбора жидких радиоактивных отходов, баки для их хранения и систему перекачки на переработку;

- необходимые контрольно-измерительные приборы и аппаратуру, включая дозиметрическую и спектрометрическую, системы контроля и управления, запасные части и вспомогательное оборудование, необходимые для безопасной эксплуатации установок в соответствии с требованиями данной технической спецификации;

- все необходимое инженерно-техническое обеспечение в должно соответствовать требованиям технических спецификаций.

Система транспортировки отходов с установок Пакета 1 на установки Пакета 2 входит в комплект поставки по лоту 2.

ПАКЕТ 2: Завод по сортировке/сегрегации ТРО всех категорий и переработке низко- и среднеактивных короткоживущих твердых отходов. Завод для сортировки/сегрегации ТРО всех категорий и переработки НСА КЖО, образующихся при выполнении работ по извлечению РАО (Пакет 1), а также эксплуатационных отходов и отходов от снятия с эксплуатации ЧАЭС. Низко- и сред неактивные короткоживущие отходы будут проходить процесс упаковки и иммобилизации для последующего захоронения в приповерхностных хранилищах, а отходы, отнесенные к более высокой категории (низко- и среднеактивные долгоживущие отходы и, возможно, высокоактив-

ные отходы) будут упаковываться для закладки в промежуточное хранилище до момента завершения строительства временного хранилища.

Ниже приводятся некоторые характеристики радиоактивных отходов.

Твердые отходы из хранилищ, расположенных на площадке ЧАЭС. Радиоактивные отходы, извлекаемые из отсеков станционного хранилища (объем работ по пакету 1).

Эксплуатационные отходы. Отходы, образующиеся от штатных операций, проводимых на блоках ЧАЭС и объекте «Укрытие».

Отходы от подготовки и снятия станции с эксплуатации. Ниже приводится оценка прогнозируемых объемов и характеристики твердых отходов, которые будут образовываться в процессе выполнения работ по подготовке и снятию станции с эксплуатации до начала этапа 1.2 (по определению ПСЭ ЧАЭС), начала этапа консервации.

С целью оценки прогнозируемых объемов отходов было сделано допущение о том, что предполагаемая продолжительность этого периода составит приблизительно десять лет, время необходимое для удаления с блоков всех жидких сред и выполнения ряда операций по демонтажу систем и оборудованию.

В этот период существуют два основных источника отходов: отходы, образующиеся при выполнении регламентных эксплуатационных работ (отходы того же типа, что образующиеся при нормальных режимах эксплуатации блоков) и отходы, образующиеся в процессе работ по подготовке и снятию блоков с эксплуатации. В объем основных таких работ входят:

- выгрузка топлива из активной зоны реактора;
- освобождение блока от отработанного ядерного топлива и помещение его в хранилище за пределами блока;
- удаление реактивных сред из контуров блока и бассейна выдержки;
- переработка воды из бассейна выдержки и контуров установки с последующим захоронением продуктов переработки;
- сушка контуров блока.

Твердые отходы, образующиеся в ходе выполнения регламентных эксплуатационных работ – это, главным образом, технологические отходы, куда входят теплоизоляция оборудования и трубопроводов, индивидуальные средства защиты: защитная одежда, перчатки, бахилы, тканевые, бумажные, пластмассовые средства защиты; загрязненные небольшого размера предметы: инструменты, оснастка и т.п. Ожидается, что годовые объемы образующихся при выполнении регламентных работ твердых отходов будут такими же, как при нормальной эксплуатации реакторных установок. Разработана оптимизированная система обращения с отходами, которая вступит в действие с начала работ по выводу из эксплуатации. Система включает использование стандартных 200-литровых бочек из мягкой стали для загрузки некрупных предметов и контейнеров большей емкости для более крупных предметов, уменьшение объемов которых непосредственно на месте не представляется возможным.

Твердые отходы, образующиеся при выполнении работ по снятию с эксплуатации – это отходы состоящие, главным образом, из крупных предметов, таких как перегрузочные машины (РЗМ), контейнеры для перевозки топ-

лива, краны, вагоны и платформы, фрагменты демонтируемого технологического оборудования, а также твердых отходов, которые будут образовываться при снятии с эксплуатации других хранилищ ЧАЭС, таких как ХЖО и ХЖТО.

Эксплуатационные ТРО ХОЯТ и ЗПЖРО. Незначительное количество технологических отходов, образующихся при нормальных режимах эксплуатации данных установок оценивается приблизительно в 30 м³ год.

Твердые отходы будут поступать на завод по сортировке и переработке отходов в одно- или многосекционных контейнерах, герметично закрытых и упакованных в транспортные контейнеры.

Отходы 3 группы (НСА-ДЖО и ВАО) будут упаковываться аналогичным способом, но, при необходимости, будут использоваться дополнительные защитные экраны.

Контейнеры с отходами будут поступать на участок приема с различных объектов. На участке приема будет проводится регламентный контроль и учет поступающих контейнеров. Отсюда отходы будут поступать на установку по сортировке.

Установка для сортировки отходов предназначена для сортировки и сегрегации отходов на следующие типы:

- отходы, подлежащие сжиганию;
- прессуемые отходы для последующего суперкомпактирования после измельчения в тех случаях, когда это возможно;
- непрессуемые отходы для последующей упаковки и заливки раствором после измельчения в тех случаях, когда это возможно;
- НСА-ДЖО и ВАО для последующей загрузки в контейнеры для временного хранения;
- другие типы отходов в зависимости от выбранных технологий переработки.

Для измерения уровня активности и изотопного состава извлеченных из хранилищ твердых отходов будет применяться соответствующее оборудование.

После сортировки отходы будут загружаться в соответствующие контейнеры и отправляться соответственно на узел уменьшения объема, установку для прессования, растворный узел для заливки отходов раствором или установку наружной упаковки.

Установка сжигания РАО необходима для переработки и сокращения объема органических РАО, возникающих на этапе 1.1 снятия с эксплуатации ЧАЭС. Конструкция установки должна позволять работать как с твердыми, так и жидкими РАО. Конструкция установки состоит из пяти основных блоков:

- система приема и загрузки РАО;
- первичная и вторичная камеры сжигания;
- система газоотвода и очистки уходящих газов;
- система удаления золы;
- помещение для контроля.

Конструкция установки должна обеспечивать ее непрерывную работу в течение продолжительного срока (то есть, 24 часа в сутки в течение определенного количества дней) с минимальным участием оператора. Продолжи-

тельная работа сведет к минимуму проблемы, связанные с циклическими температурными изменениями. Таким образом, обязанностью оператора остается обеспечение оптимальной подачи РАО в печь и мониторинговый контроль из отдельного помещения. Вопрос о том, сможет ли установка перерабатывать одновременно как твердые так и жидкие РАО, или же эти два типа отходов следует перерабатывать последовательно, остается на усмотрение Поставщика. В конструкции установки все факторы как промышленного (например, горячие поверхности), так и радиологического (например, дозы облучения) риска должны быть адекватно учтены Поставщиком.

Установка по сжиганию должна эксплуатироваться при отрицательном давлении (обычно 250 – 500 Паскаль) при нормальных условиях работы с тем, чтобы исключить утечку продуктов сжигания в эксплуатационную зону. Отрицательное давление также должно сохраняться, когда установка не работает, с тем, чтобы исключить попадание остаточных продуктов горения в эксплуатационную зону. Это требование наилучшим образом может быть выполнено путем использования вспомогательного вентилятора.

Система приема и загрузки РАО заключается в приеме твердых РАО и занесении данных о них в электронный каталог базы данных. Состав отходов должно подвергаться контролю с тем, чтобы исключить наличие в них компонентов, способных повредить установку (например, газовые баллоны, металлические предметы). С точки зрения радиоактивности, основными радионуклидами будут ^{137}Cs и ^{60}Co . Доза излучения от поверхности любого контейнера с отходами не должна превышать 2 мЗв/час. Максимальная удельная альфа-активность не должна быть выше 0,37 ГБк/тонну. После процедуры контроля отходы автоматически подаются в печь. Требуемая пропускная способность – 50 кг/час. Поток гетерогенных органических РАО будет состоять из ниже перечисленных материалов. В процессе работы не может быть гарантирована подача в сжигатель отходов одинаковой калорийности, поэтому его конструкция должна позволять работу отходами различного тепловыделения. Отходы, подаваемые в печь, должны быть упакованы в соответствующие пакеты и рассортированы по типу отходов: древесина, бумага, ткань, полиэтилен, резина и пластмассы;

Процентное соотношение различных компонентов твердых РАО в отдельных пакетах может быть самым разнообразным, однако не исключено, что определенные типы материалов могут превалировать. Пакеты с отходами должны подаваться в сжигатель с использованием конвейерной системы, способной вместить, как минимум, часовую дозу. По конвейеру отходы подаются в бункер, способный вместить как минимум один пакет с отходами. Приемное устройство печи должно быть оснащено вентилируемым воздушным шлюзом и с тем, чтобы исключить диффузию радиоактивных материалов в эксплуатационную зону. Контрольно-измерительная аппаратура установки должна обеспечивать контроль подачи отходов в первичную камеру сгорания.

Для сжигания жидких РАО установка должна быть оснащена буферным баком-хранилищем, который одновременно сможет служить емкостью для подачи отходов. Жидкости следует вводить в сжигатель методом факельного распыления. Установка должна перерабатывать до 10 килограммов жидких РАО в час. Вместимость бака-хранилища должна составлять как мини-

мум 2 м³ (то есть, на 200 часов непрерывной работы). Перерабатываемые жидкие РАО – это, как правило, смазывающие и турбинные масла.

Первичная камера должна иметь размеры, соответствующие указанной пропускной способности. Во время нормальной работы температура в первичной камере не должна понижаться менее 700°С. Температурный режим в обеих камерах обеспечивается использованием дополнительного топлива. Размер и рабочая температура вторичной камеры должны обеспечивать полное разложение любых токсичных вторичных продуктов (например, диоксинов), образующихся в первичной камере. Выбранное огнеупорное покрытие для обеих камер должно быть совместимым с РАО, перерабатываемыми в печи. Все горячие наружные поверхности печи должны быть изолированы с целью обеспечения безопасности оператора и предотвращения случаев возгорания горючих материалов, входящих в контакт с ними. Сжигатель оснащен соответствующей системой очистки уходящих газов для обеспечения соответствия принципу ALARA (так мало, насколько это разумно достижимо) выбросов в окружающую среду твердых частиц и кислотных газов. Поставщик может выбирать тип системы охлаждения уходящих газов: установкой теплообменной системы или разбавлением газов воздушным потоком. Сжигатель должен иметь, как минимум, первичную и вторичную систему очистки газов. Системы должны быть устроены таким образом, чтобы минимизировать образование вторичных отходов. Вторичная система очистки должна быть основана на использовании фильтров НЕРА (фильтры тонкой очистки), которые после использования можно утилизировать на той же установке. На первичной стадии очистки уходящих газов предпочтительнее использование сухой системы очистки, так как она минимизирует образование вторичных отходов. На первичной стадии очистки уходящих газов рекомендуется использование мешочных фильтров или керамических фильтров, которые могут быть очищены обратным воздушным потоком и, таким образом, использованы многократно.

Очищенные уходящие газы следует сбрасывать в атмосферу через специальный дымоход, если обычный дымоход не подходит для этих целей. Газ должен уходить из дымохода невидимым шлейфом. Для контроля соответствия уходящего газа установленным нормам по сбросу должны проводиться долгосрочные изокинетические замеры.

Система удаления золы. Поставщик должен выбрать наиболее оптимальное средство для удаления золы, которое соответствовало бы конструкции печи. Возможны два варианта:

- удаление золы в процессе работы печи,
- удаление золы в конце операции по сжиганию.

Золу можно паковать в 200-литровые бочки. Для подачи бочек к системе удаления золы необходимо предусмотреть соответствующее приспособление.

Бочки с золой должны быть подвергнуты исследованию на содержание радионуклидов с использованием аппаратуры контроля, которая является частью поставок по Пакету 2.

Узел уменьшения объема. Часть отсортированных отходов любой категории может оказаться слишком объемными для следующего этапа обра-

ботки. Следовательно, до отправки на соответствующую установку по переработке их необходимо будет уменьшить.

Уменьшение объема отходов – это способ механической обработки, используемый в целях облегчения процесса упаковки для последующей транспортировки, хранения, захоронения или подготовки отходов к переработке.

Узел уменьшения объема отходов будет оснащен различным оборудованием и устройствами, предназначенными для резки габаритных предметов (резка или распиловка), измельчения отходов и превращения их в однородные смеси (дробление, измельчение). При проектировании установки следует учитывать необходимость обработки металлических, бетонных, а также деревянных предметов.

Уменьшение объема отходов имеет целью либо предварительную обработку отходов, позволяющую затем более эффективно выполнить прессование, сжигание, либо, в случае объемных, не поддающихся прессованию и сжиганию отходов, оптимально использовать полезный объем упаковки отходов перед последующей заливкой их раствором и отправкой в хранилище. В случае, если отходы не подлежат захоронению в приповерхностных хранилищах, они будут упаковываться без заливки их раствором для последующего временного хранения. Такая обработка значительно повышает коэффициент уменьшения объема отходов.

Проектом предусмотрена система пылеподавления и очистки воздуха. Процессы фрагментации, резки и измельчения должны быть максимально автоматизированы. После сортировки и уменьшения объема (по возможности) прессуемые отходы загружаются в соответствующие контейнеры и отправляются на установку для прессования. Там отходы прессуются с помощью мощного пресса. Степень уменьшения объема отходов путем прессования будет зависеть от физического состава отходов и эффективности использования полезного объема контейнера при загрузке его отходами.

Спрессованные в шайбы контейнеры затем укладываются в контейнеры, аттестованные для захоронения в специально оборудованных приповерхностных хранилищах. После укладки в контейнеры шайбы заливаются раствором на растворном узле, описание которого дается ниже.

По окончании предварительной обработки контейнеры герметично закрываются и направляются к месту захоронения.

Твердые отходы, подлежащие захоронению в специально оборудованном приповерхностном хранилище, фиксируются в цементной матрице (или с применением другой технологии). Это может быть сделано путем заливки пустот загруженного отходами контейнера цементным раствором. Затвердев, раствор образует монолитный цементный блок.

Растворный узел включает оборудование и системы, необходимые для приготовления раствора и заливки раствора в контейнеры.

После выдержки контейнеры герметично закрываются; производится контроль с использованием соответствующей аппаратуры и систем контроля (масса, уровень радиации и т.п.), а затем контейнеры отправляются к месту захоронения.

НСА-ДЖО и ВАО, извлеченные из хранилищ, не подлежат захоронению в приповерхностном хранилище. Они должны быть упакованы в подхо-

дящие для этой цели защитные контейнеры и заложены на хранение в промежуточное хранилище в ожидании окончания строительства временного хранилища для отходов такого типа. Работы по извлечению РАО из ХТО могут начаться только после решения вопросов по промежуточному хранению НСА-ДЖО и ВАО. Промежуточное хранилище будет размещено на промплощадке ЧАЭС в одном из существующих зданий (сооружений), подходящих для этой цели.

В проекте завода предусмотрена возможность транспортировки отходов между всеми узлами и установками Пакета 2, включая буферные площадки и промежуточные (временные) хранилища отходов.

Система транспортировки отходов между установками Пакета 2 и Пакета 3 должна быть спроектирована с учетом запланированной производительности.

Конструкция контейнеровозов должна обеспечивать минимальную мощность дозы в кабине транспортного средства в соответствии с принципом ALARA (настолько мало насколько это практически осуществимо). Должно быть поставлено соответствующее оборудование для погрузки-разгрузки контейнеровозов. В оптимальном варианте контейнеровоз должен быть крытым для защиты контейнеров от попадания влаги (дождя, снега) во время подъемно-транспортных операций.

Транспортировка отходов за пределами площадки ЧАЭС должна отвечать требованиям украинских нормативных документов и учитывать рекомендации МАГАТЭ.

Транспортные контейнеры из поставляемых должны быть совместимы с предложенными контейнерами для отходов. Мощность дозы на поверхности транспортного контейнера должна соответствовать значениям, установленным нормативными документами Украины. Транспортные контейнеры должны быть многоразовыми, их конструкция должна обеспечивать простоту выполнения операций по дезактивации в случае радиационного загрязнения. Транспортные контейнеры должны проектироваться, как минимум, в соответствии со стандартами промышленной упаковки типа 2 по определению МАГАТЭ.

Глава 27. Сухие хранилища ОТВС Запорожской и Чернобыльской АЭС

СХОЯТ Запорожской АЭС. В глобальном масштабе хранение отработавшего ядерного топлива атомных электростанций предусматривает создание постоянных долговременных хранилищ. Они должны полностью обеспечивать хранение отработавшего ядерного топлива на несколько тысяч лет: в течение этого времени топливо утратит свою остаточную радиоактивность.

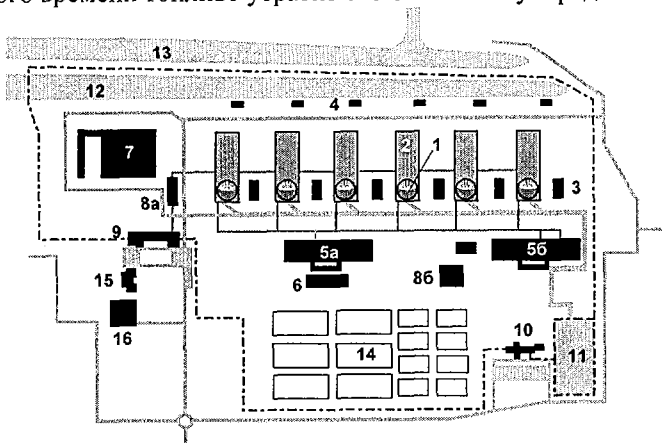


Рис. 27.1. План размещения СХОЯТ на промплощадке ЗАЭС.

1 - реакторное отделение, 2 - турбинное отделение, 3 - дизель-генераторные, 4 - блочные насосные станции, 5а, 5б - спецкорпус №1 и 2, 6 - хранилище радиоактивных отходов, 7 - объединенно-вспомогательный корпус, 8а, 8б - лабораторно-бытовой корпус № 1 и 2, 9 - административный корпус, контрольно-пропускной пункт №1, 10 - контрольно-пропускной пункт № 2, 11 - площадка СХОЯТ, 12 - подводящий канал, 13 - сбросной канал, 14 - брызгальные бассейны, 15 - полномасштабный тренажер, 16 - учебно-тренировочный центр

Но сегодня еще ни одно государство в мире не имеет полноценного постоянного хранилища, хотя работа над их созданием ведется. Это обстоятельство вынудило начать поиск вариантов хранения отработавшего топлива до тех пор, пока не будут сооружены постоянные хранилища.

Проектными решениями АЭС с ВВЭР-1000 был предусмотрен вывоз отработавшего ядерного топлива (после 3-х летней выдержки в бассейнах выдержки) в стационарное хранилище (Россия). Однако, еще при СССР стало ясно, что из-за ограниченных возможностей хранилища, отсутствия возможности его расширения, а также отсутствия возможности на ближайшую перспективу строительства завода по переработке отработавшего ядерного топлива возникнут проблемы с поддержанием жизнеспособности АЭС при неукоснительном обеспечении безопасной эксплуатации.

Законодательством России запрещен ввоз на ее территорию отработавшего ядерного топлива с АЭС иностранных государств для захоронения. Хранение продуктов переработки потребует создания специального храни-

лица, более дорогостоящего, чем проект СХОЯТ из-за дополнительных условий обеспечения безопасности хранения

Вывоз отработавшего ядерного топлива в Россию нецелесообразен также по причине необходимости возврата на Украину радиоактивных продуктов переработки отработавшего ядерного топлива.

В 1992 году начались поиски радикального изменения складывающейся ситуации для крупнейшей АЭС Украины – Запорожской, т.к. по прогнозам специалистов, из-за дефицита свободных ячеек в бассейнах выдержки уже к 1998 году пришлось бы остановить блоки ЗАЭС и таким образом оставить без электроэнергии четвертую часть населения и предприятий Украины. По согласованию с Госкоматомом Украины Запорожская АЭС объявила международный конкурс на лучший проект временного хранилища отработавшего топлива, и после тщательного анализа был выбран проект, основанный на технологии сухого вентилируемого контейнерного хранения компаний «Siera Nuclear Corporation» и «Duke Engineering & Services» (DE&S).

На основании сравнительного анализа возможных технологий хранения ОЯТ была избрана система сохранения топлива в бетонных вентилируемых контейнерах, установленных на бетонированной площадке (система ВКХ-ВВЭР), являющаяся адаптацией системы промежуточного хранения контейнеров VSC-24, использующейся на АЭС США и лицензированной Комиссией ядерного регулирования США. Данный выбор был обусловлен рядом весо-вых причин.

Технология фирмы DE&S была признана самой экологически безопасной, практичной, эффективной, рентабельной и наиболее отвечающей специфическим потребностям ЗАЭС, а именно:

1. Проект фирмы DE&S лицензирован в надзорных органах США и уже реализован на двух АЭС США.

2. Данный проект учитывает возможность изготовления компонентов СХОЯТ на предприятиях Украины из отечественных материалов (например, на Энергодарском заводе НСОИТ). Тип хранилища был утвержден решением Научно-технического Совета Госкоматома 12.01.95г.

Обеспечение безопасности – основной принцип проектирования и эксплуатации системы СХОЯТ. При проектировании системы СХОЯТ был использован следующий подход:

– пассивное охлаждение. Охлаждение отработавших тепло-выделяющих сборок при хранении в многоместных вентилируемых корзинах осуществляется за счет естественной конвекции воздуха;

– низкие уровни мощности доз излучения на площадке СХОЯТ.

– низкие индивидуальные дозы облучения.

– минимизация потенциального распространения радиоактивного загрязнения.

Минимизация потенциального распространения радиоактивного загрязнения достигается за счет того, что транспортно-технологические операции по загрузке и герметизация многоместных вентилируемых корзин выполняется в реакторном отделении энергоблока. Кроме того, при операциях с отработавшими тепловыделяющими сборками в системе вентилируемого контейнерного хранения для водо-водяных энергетических реакторов исполь-

зуется штатное транспортно-технологическое оборудование энергоблоков АЭС с реакторами типа ВВЭР-1000. Данное транспортно-технологическое оборудование хорошо зарекомендовало себя в эксплуатации, надежно обеспечивает безопасность выполнения перегрузочных операций.

Простота технологических операций и процедур минимизирует возможность ошибки персонала. Дополнительное обеспечение безопасности достигается тем, что хранению в системе вентилируемого контейнерного хранения для водо-водяных энергетических реакторов подлежат только герметичные отработавшие тепловыделяющие сборки, то есть сборки, не имевшие выхода радиоактивности за пределы оболочек тепловыделяющих элементов выше установленных пределов за время работы в активной зоне и хранения в бассейне выдержки. Дальнейшие воздействия на оболочки тепловыделяющих элементов в процессе длительного сухого хранения в инертной гелиевой среде значительно ниже, чем при нахождении тепловыделяющих сборок в ядерном реакторе.

Транспортировка многоместных вентилируемых корзин в пределах реакторного отделения блока осуществляется в специальном перегрузочном контейнере, выполняющем следующие функции:

- биологическая защита персонала, участвующего в транспортировке;
- защита многоместных вентилируемых корзин от механических воздействий при транспортировке;
- защита наружной поверхности многоместных вентилируемых корзин от радиоактивного загрязнения, содержащегося в воде бассейна выдержки.

Многоместная вентилируемая корзина помещается в вентилируемый бетонный контейнер, который выполняет следующие защитные функции:

- отвод избыточного тепла от корзины;
- защита корзины от внешних климатических, механических и тепловых воздействий;
- биологическая защита персонала, обслуживающего СХОЯТ;
- обеспечение устойчивого вертикального размещения корзины с отработавшими тепловыделяющими сборками при транспортировке и хранении.

Загруженный вентилируемый бетонный контейнер устанавливается на специальной площадке хранения, которая располагается на охраняемой территории АЭС, имеет свой защитный рубеж (рис. 27.1) и обеспечивает следующие условия:

- предотвращение свободного доступа посторонних лиц в зону радиационного влияния СХОЯТ;
- устойчивость транспортных и грузоподъемных средств, используемых при транспортно-технологических операциях с контейнерами;
- отвод дождевых вод от СХОЯТ.

В соответствии с Контрактом между американской компанией DE&S, НАЭК «Энергоатом» и ОП ЗАЭС об оказании технических услуг СХОЯТ предназначено для хранения отработавшего ядерного топлива только Запорожской АЭС. Согласно требований контракта ОП ЗАЭС не имеет права принимать на хранение отработавшее ядерное топливо с других АЭС и передавать третьей стороне технологию хранения отработавшего ядерного топлива в СХОЯТ.

Согласно технологии вентилируемого контейнерного хранения на специальной бетонной площадке (фундаментной плите) размещаются контейнеры с отработавшим ядерным топливом. Каждый контейнер, в свою очередь, состоит из двух контейнеров – внутреннего и внешнего (рис. 27.2, 27.3).

Внутренний контейнер – это многоместная герметичная корзина, рассчитанная на установку в нее 24 отработавших топливных сборок. Оболочка корзины имеет цилиндрическое сечение и выполнена из котловой углеродистой стали повышенной прочности толщиной 25,4 мм. Герметичность корзины достигается приваркой двух крышек: верхней и нижней. Контроль качества сварных швов проверяется путем проведения гидравлических испытаний, а также использованием современных методов диагностики. После удаления воды из корзины и ее окончательной сушки в корзину подается инертный газ – гелий. Инертная среда, полное отсутствие влаги и герметичность корзины надежно обеспечивают возможность длительного хранения отработавшего топлива.



Рис. 27. 2. Площадка хранения с установленными бетонными контейнерами с ОТВС.

Внешний контейнер – это вентилируемый бетонный контейнер, в который загружается многоместная герметичная корзина с отработавшим топливом.

Затем контейнер устанавливается на площадку хранения. Контейнер изготавливается по специальной технологии и представляет собой металлический цилиндр (облицовка) с бетонной оболочкой толщиной 686 мм. Бетонный контейнер выполняет защитные функции, обеспечивает теплоотвод от герметичной корзины с отработавшим топливом.

Для обеспечения контроля за безопасной эксплуатацией контейнеров на площадке хранения производится постоянный радиационный контроль.

Система вентилируемого контейнерного хранения обладает следующими преимуществами перед другими системами хранения отработавшего топлива в бетонных контейнерах:

- возможность хранения в корзине до 24 отработавших топливных сборок;
- легкость приспособления американской конструкции для хранения топливных сборок ВВЭР;

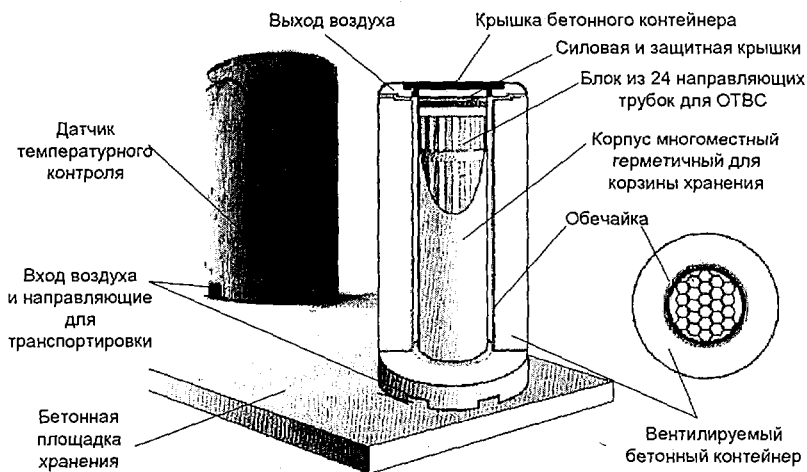


Рис. 27. 3. Схема системы хранения ОТВС в ВКХ-ВВЭР.

– пассивная конструкция. После того, как бетонные контейнеры с находящимися внутри отработавшими топливными сборками вынесены на наружную площадку хранения, отпадает потребность оснащения их какими-либо двигателями, насосами и клапанами, которые нужно будет своевременно включать и обслуживать. Единственное, что требуется – регулярный осмотр контейнеров;

– применение недорогих, широко распространенных материалов для бетонных контейнеров и корзин хранения. В конечном счете накопленный персоналом ЗАЭС опыт работы с системой позволит изготавливать их непосредственно на месте;

– минимальная подверженность персонала воздействию радиации. Так, перегрузку топливных сборок в корзину хранения, а затем в вентилируемый контейнер можно проводить в герметичном реакторном здании;

– вертикальное устройство вентилируемого контейнера хранения повышает эффективность естественной вентиляции;

– гибкость размещения. Американский вариант системы является единственной модификацией системы сухого хранения в бетонных контейнерах, допущенной Комиссией США по ядерному регулированию к применению на основании общей лицензии, привязанной к конкретной площадке.

В соответствии со статьей 40 Закона Украины «Об использовании ядерной энергии» было проведено 13 государственных экспертиз по ядерной и радиационной безопасности материалов и рабочего проекта СХОЯТ.

В соответствии с законодательством Украины также выполнены следующие экспертизы:

- санитарно-гигиеническая;
- на соответствие нормативным актам по пожарной безопасности;
- по охране труда;
- экологическая и т.д.

По всем государственным экспертизам получены положительные заключения.

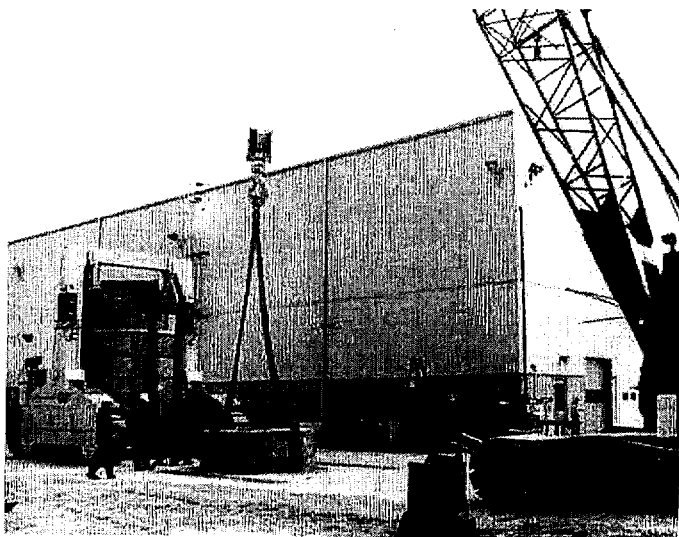


Рис. 27.4. Испытания транспортера для перевозки контейнеров с ОТВС фирмы «Duke Engineering & Services» на Запорожской АЭС.

В сентябре 1999 года Главной Государственной инспекцией по надзору за ядерной безопасностью была проведена проверка готовности СХОЯТ перед вводом в эксплуатацию, составлен Акт от 03.09.99г.

Специалистами ОП ЗАЭС были разработаны мероприятия для устранения указанных в Акте замечаний, выполнялась периодическая отчетность по их устранению. По состоянию на сегодняшний день устранены все замечания.

В мае 2000 года после детального рассмотрения и анализа документов по обоснованию безопасности СХОЯТ Департаментом ядерного регулирования Министерства экологии и природных ресурсов Украины проект СХОЯТ Запорожской АЭС признан соответствующим существующим нормам и правилам ядерной и радиационной безопасности и современным мировым подходам по обеспечению ядерной и радиационной безопасности. На основании вышеизложенного Департамент счел возможным выдачу ОП ЗАЭС лицензии на эксплуатацию СХОЯТ.

Действие лицензии определено в 2 этапа:

1-й этап действия лицензии – опытно-промышленная эксплуатация СХОЯТ на протяжении не менее 1 года при загрузке не более 3-х контейнеров.

2-й этап – промышленная эксплуатация, условием перехода к которой будут положительные результаты откорректированного по результатам опытно-промышленной эксплуатации отчета по безопасности СХОЯТ, технических обоснований безопасности энергоблоков ЗАЭС и полное успешное завершение сертификации оборудования СХОЯТ.

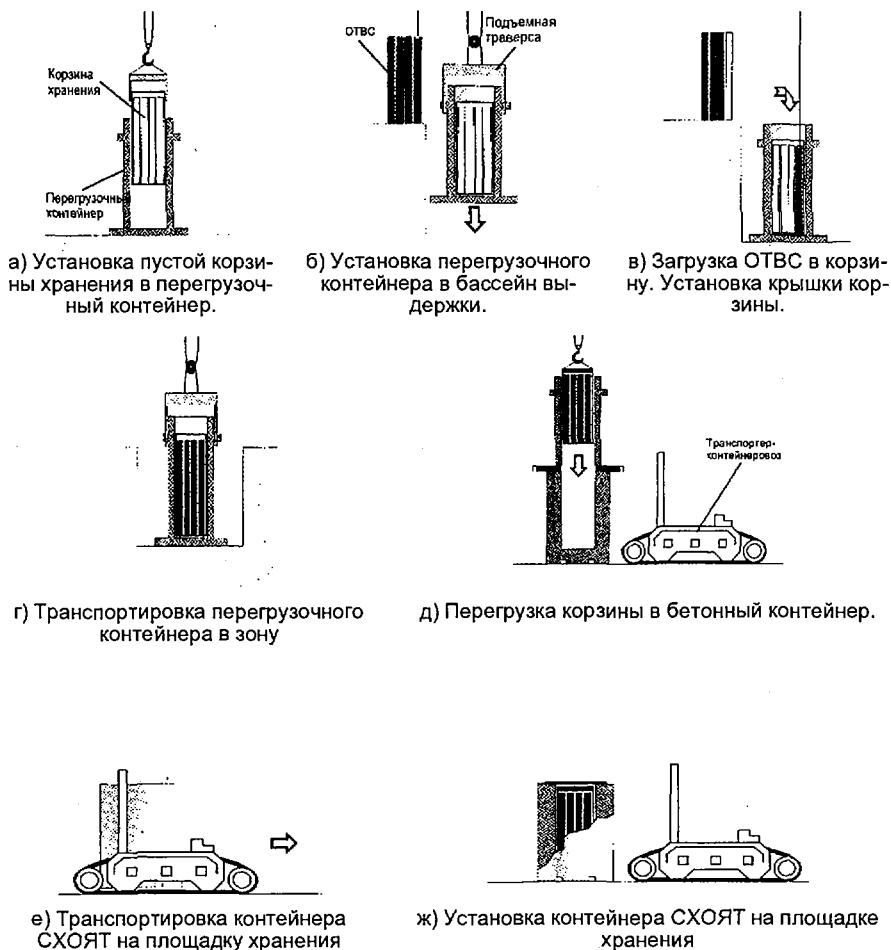


Рис. 27. 5. Цикл транспортных операций по перемещению ОТВС из бассейнов выдержки энергоблоков на площадку промежуточного сухого хранения.

По результатам рассмотрения представленных материалов в соответствии с п. 1 решений Протокола заседания Государственной приемочной комиссии был составлен Акт готовности к вводу в эксплуатацию (комплексному опробованию по программе опытно-промышленной эксплуатации) пускового комплекса СХОЯТ Запорожской АЭС.

В случае реализации проекта СХОЯТ затраты ОП ЗАЭС на хранение отработавшего ядерного топлива снизятся более чем в 10 раз. Сэкономленные финансовые средства могут быть направлены на повышение безопасности и модернизацию оборудования энергоблоков ЗАЭС, на решение социально-бытовых вопросов города Энергодара.

Следует заметить, что ходе лицензирования ХОЯТ ЗАЭС, которое в соответствии с украинским законодательством проводилось на основе законов, норм и правил, действующих в Украине, выяснилось, что определенные требования норм и правил Украины и США различаются между собой. Кроме того, различается и практика применения аналогичных положений и требований в данных странах.

Несмотря на аналогичность требований правил США и Украины в отношении обеспечения ядерной безопасности систем хранения ОЯТ и требований к анализу ядерной безопасности таких систем существуют определенные различия, которые могут привести к существенным отличиям в реализации аналогичных проектов.

Различия в нормативных условиях обеспечения подкритичности ядерного топлива, загружаемого в контейнер хранения, привели к определенным осложнениям, при лицензировании ХОЯТ Запорожской АЭС.

Необходимо при адаптации проектов объектов ЯТЦ и других ядерных установок, спроектированных в иных странах, уделять достаточное внимание процессу подтверждения того, что проект установки будет обеспечивать уровень безопасности не ниже, чем это требуется на основании законодательных и нормативных положений тех стран, в которых предполагается эксплуатация соответствующей установки.

На рис. 27.4. показано испытание транспортера для перевозки контейнеров с ОТВС фирмы «Duke Engineering & Services», а на рис. 27.5. цикл транспортных операций по перемещению ОТВС из бассейнов выдержки энергоблоков на площадку промежуточного сухого хранения Запорожской АЭС.

СХОЯТ (ХОЯТ-2) Чернобыльской АЭС. На Чернобыльской атомной станции (ЧАЭС) хранение отработавших ТВС осуществляется в хранилище мокрого типа (ХОЯТ-1), в реакторах и в приреакторных бассейнах выдержки ОЯТ. Основываясь на текущих эксплуатационных процедурах, существующее промежуточное хранилище отработавшего ядерного топлива реакторов РБМК-1000 (ХОЯТ-1) в настоящее время полностью заполнено. Следует также учесть что проектный ресурс существующего хранилища ХОЯТ-1 истекает в 2016 году. В связи с этим возникла необходимость сооружения нового хранилища отработавшего ядерного топлива, которое обеспечит безопасное хранение отработавших тепловыделяющих сборок (ОТВС) реакторов РБМК и поглощающих стержней.

Основной целью проекта является строительства промежуточного хранилища отработанного ядерного топлива реакторов ЧАЭС (ХОЯТ-2) для хранения там 25000 ОТВС и 3 000 поглощающих стержней сроком до 100 лет. В состав проекта входят работы по проектированию, лицензированию, строительству, поставка оборудования, монтажные и пусконаладочные работы, испытания, разработка эксплуатационной документации и подготовка персонала. В объеме поставок включены расходные материалы для обеспечения эксплуатации объекта в течение 2 лет.

В 2003 году планируется завершение работ по этому проекту.

На конец 2000 года выполнены следующие этапы:

- поставлена, согласована и утверждена техническая документация;
- проведен тендер и заключен контракт с концерном – победителем;
- проектно-изыскательские работы по выбору площадки под строительство;
- разработана и проходит экспертизу технико-экономическая документация по выбору площадки под строительство;
- разработана программа лицензирования и сертификации;
- разработана техническая документация по подготовке площадки под строительство;
- начаты строительные работы по сооружению объекта.

В соответствии с комплексной программой вывода Чернобыльской АЭС из эксплуатации, сооружение и ввод ХОЯТ-2 является необходимым условием перехода ко второму этапу останова станции и окончательной выгрузке топлива из реакторов и приреакторных бассейнов выдержки.

Основанием для начала работ по проведению проекта являются: Меморандум о взаимопонимании между правительствами стран «Большой семерки», Комиссией Европейского Сообщества и Правительством Украины о закрытии Чернобыльской АЭС» от 20 декабря 1995 года, Соглашение о Гранте (Проект ядерной безопасности Чернобыльской АЭС) между Европейским банком реконструкции и развития, Правительством Украины и Чернобыльской атомной электростанцией» от 12 ноября 1996 года (ратифицировано Законом Украины «Про ратифікацію Угоди про грант ...» от 18 марта 1997 года № 147/97-ВР), Контракт между Национальной атомной энергогенерирующей компанией «Энергоатом» и консорциумом во главе с фирмой FRAMATOME, в который также входят фирмы CAMPENON BERNARD и BOUYGUES, от 07 июля 1999 года № С-2/2/033 на сооружение ХОЯТ-2 на условиях «под ключ».

Проект финансируется организацией доноров из фонда «ядерной безопасности». Управление фондом осуществляется ЕБРР. Согласно требования ЕБРР фирмой FRAMATOME выбрана технология NUMOMS фирмы TRANSNUCLEAR Inc.

Контракт предусматривает соответствие украинским нормам и стандартам (Нис). При использовании американской технологии и оборудования, часть которого была спроектирована и изготовлена в Украине, были достигнуты согласования следующим образом:

Для оборудования, спроектированного во Франции и изготовленного в Украине – использование западных спецификаций с подтверждением воз-

возможности их применения на Украине и при необходимости открытие «code case».

Для оборудования, спроектированного и изготовленного во Франции – согласование с помощью украинских институтов.

Для оборудования, спроектированного и изготовленного в Украине – применение непосредственно украинских НИС и подтверждение западной стороной возможности использования данной конструкции в проекте.

На рис. 27.6 показана принципиальная схема обращения с отработавшим ядерным топливом (ОТВС) и поглощающими стержнями на ХОЯТ-2 Чернобыльской АЭС.

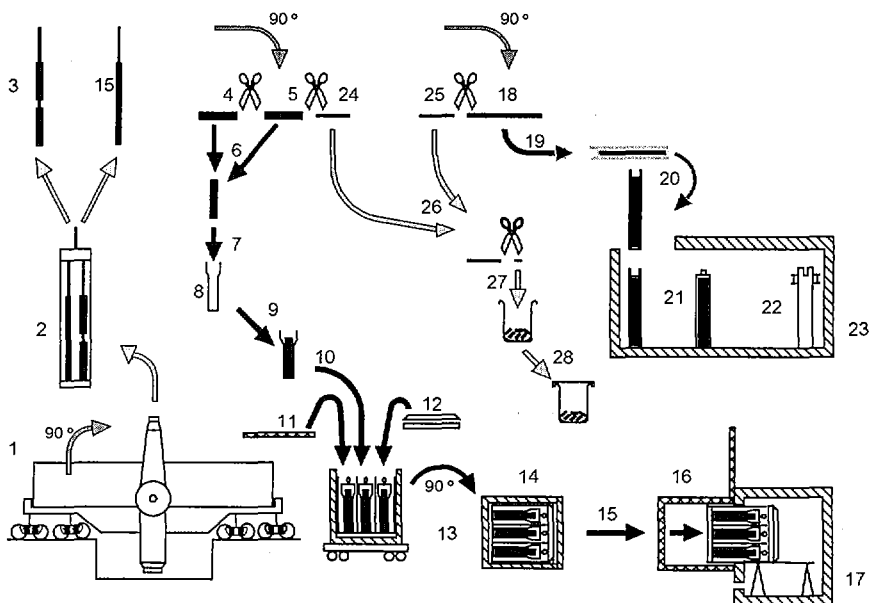


Рис. 27.6. Принципиальная схема обращения с ОТВС и СУЗ на ХОЯТ-2.

С самого начала структура консорциума была ориентирована на вовлечение местной промышленности Украины (50 %):

- участие КИАЭП в исследованиях;
- строительные работы;
- изготовление контейнеров на заводе им. Фрунзе в г. Сумы;
- прочие виды работ.

Площадка сооружения ХОЯТ-2 расположена на расстоянии 2,5 км к юго-востоку от промплощадки ЧАЭС. При составлении контракта предусмотрены следующие проектные требования к ХОЯТ-2:

- сооружение «под ключ»;
- технология – «сухое» хранение;
- хранение ОТВС – 25000 штук;
- хранение ОДП – 3000 штук;

- срок хранения – 100 лет;
- производительность – не менее 2500 ОТВС/год;
- срок службы строительных конструкций технологического здания – 100 лет;
- ресурс оборудования – 20 лет;
- соответствие требованиям нормативной документации, действующей в Украине.

Установка для обработки отработавшего ядерного топлива с проектным ресурсом 20 лет для подготовки отработавшего топлива к хранению обеспечивает выполнение следующих операций:

- отработавшие тепловыделяющие сборки (ОТВС) разрезают на верхний и нижний пучки, которые помещаются в герметичные картриджи, которые впоследствии загружаются в сухие экранированные контейнеры МЩОМЗ (рис 27.6, позиции 4 – 17);

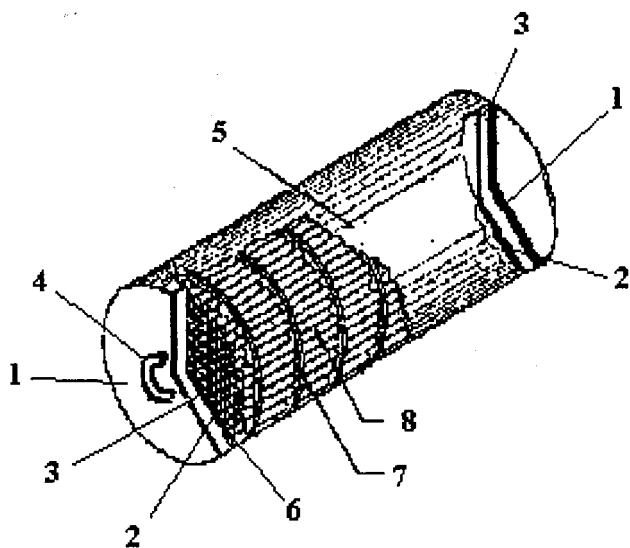


Рис. 27.7. Размещение картриджей в герметичном пенале.

- 1 - внешняя закрывающая крышка, 2 - внутренняя закрывающая крышка, 3 - защитная плита, 4 - кольцо захвата, 5 - оболочка сухого пенала, 6 - сборка патронов, 7 - дистанцирующая решетка, 8 - поддерживающий стержень.

– поглощающие стержни помещаются в картриджи и хранятся до отправки на хранение в хранилище радиоактивных отходов установки для обработки отработавшего ядерного топлива с проектным ресурсом 100 лет (рис 27.6, позиции 18 – 23);

– подвесные штанги после отделения от ТВС или поглощающих стержней разрезаются на мелкие кусочки и складываются в стальные бочки (рис 27.6, позиции 24 – 28).

После разрезки ОТВС на пучки ОЯТ помещается в герметично завариваемые картриджи. Затем картриджи помещаются в герметично завариваемые

мую и заполненную инертным газом сухой пенал из нержавеющей стали. Таким образом обеспечиваются два барьера на пути распространения радиоактивных элементов в окружающую среду (рис. 27.7).

После упаковки отработавшее ядерное топливо (ОЯТ) транспортируется в зону хранения ХОЯТ-2 и закладывается на хранение в бетонный модуль хранения (БМХ), который является третьим защитным барьером и обеспечивает защиту ОЯТ от внешних воздействий и уменьшает до допустимых пределов излучение от ОЯТ.

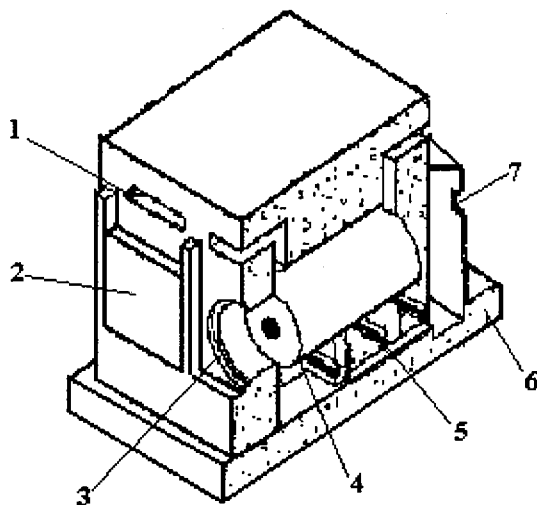


Рис.27.8. Схематичный вид бетонного модуля хранения (БМХ).

1 - вентиляционный канал, 2 - защитная дверь, 3 - ячейка пенала, 4 - пенал сухого хранения, 5 - опоры сухого пенала, 6 - плита-основание, 7 - вентиляционный канал.

Бетонные модули хранения (БМХ) скомпонованы по четыре в отдельных блоках, но в каждом обеспечивается независимая система теплоотвода остаточного энерговыделения ОЯТ за счет естественной конвекции воздуха, т.е. система охлаждения ОЯТ при хранении в БМХ пассивная и не зависит от электрического или механического оборудования. На рис. рис. 27.8 изображен схематичный вид бетонного модуля хранения (БМХ), а на рис. 27.9 внешний вид блока из 4-х модулей хранения.

С появлением проблемы выбора типа контейнера для длительного хранения ОТВС на АЭС Украины профессором Суховым А. С. из Севастопольского филиала Института поддержки эксплуатации АЭС была разработана альтернативная конструкция контейнера (рис. 27.10) на базе GNB – ЦКТИ, с системой пассивного отвода тепла от ОТВС окружающему воздуху на базе низкотемпературных тепловых труб. Указанная система позволила увеличить отвод тепла окружающему воздуху в четыре раза по сравнению со штатной системой теплоотвода.

Указанная эффективность теплоотвода позволяет (как показали расчеты) не только увеличить вместимость контейнера до 24 и более ОТВС, но и осуществить загрузку ОТВС прямо из реактора в контейнер, без использования БВ, с последующим вывозом заполненного контейнера на открытую площадку-хранилище, находящуюся на территории АЭС.

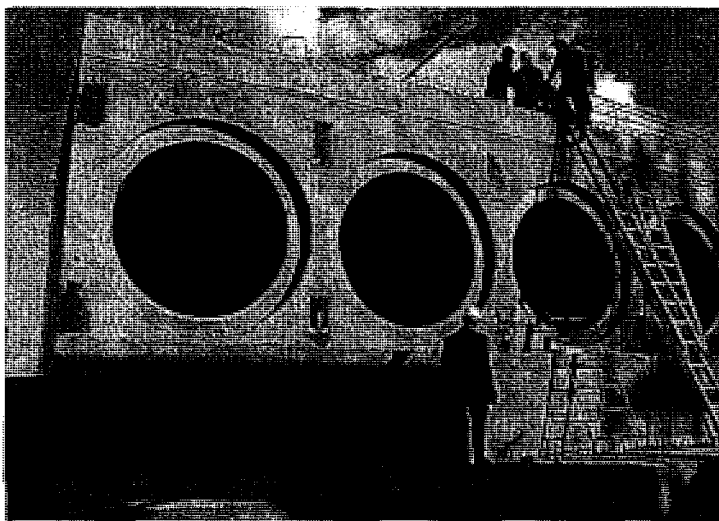


Рис. 27.9. Внешний вид блока из 4-х модулей хранения.

В рассматриваемой технологии по использованию пассивной системы охлаждения (ПСО) предусматриваются два режима отвода тепла:

Первый режим - «мокрый». Это режим форсированного отвода тепла, когда в качестве теплоносителя между наружной поверхностью ОТВС и испарительной зоной НТТ используется вода, которой было заполнено межканальное пространство контейнера перед загрузкой ОТВС. Одновременно вода-теплоноситель выполняет функцию дополнительной биологической защиты.

Второй режим – «сухой». Это режим, когда после удаления воды-теплоносителя из контейнера методом вытеснения, последний заполняется газом – теплоносителем.

«Мокрый» режим используется на первом этапе хранения ОТВС. когда остаточные тепловыделения каждой сборки составляют $Q = (6-2)$ кВт.

«Сухой» режим – при $Q \leq 2$ кВт. Отвод тепла из контейнера осуществляется за счет естественной циркуляции теплообменивающихся сред.

Как показали исследования НАЭК «Энергоатом» производственная база на Украине позволяет изготавливать контейнеры согласно конструктивной схеме GNB – ЦКТИ, а с установкой на них предлагаемой системы ПСО не только упрощается и удешевляется хранение ОТВС, но и сокращаются перегрузочные операции. Доклад автора контейнера получил одобрение на Международной конференции МАГАТЕ в г. Вена 12 октября 1994г. был признан как альтернативный контейнер для длительного хранения ОТВС, одновременно получен патент Украины №-20683А от 02. 09. 97г.

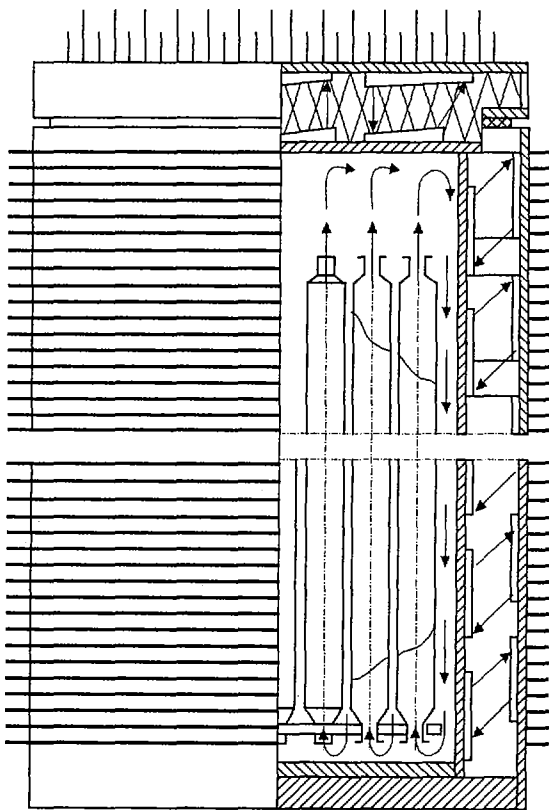


Рис. 27.10. Контейнер системой пассивного отвода тепла от ОТВС окружающему воздуху на базе низкотемпературных тепловых труб (НТТ).

Для целей извлечения, переработки и последующего кондиционирования рассмотрению подлежат три главных потока отходов: концентраты выпарителя (кубовый остаток), ионообменные смолы и перлит.

Обращение с отходами на ЧАЭС обеспечивало разделение образующихся потоков отходов, упомянутых выше. Однако ожидается, что менее чем 10 % объема отходов в каждом резервуаре будут состоять из смеси других потоков отходов, главным образом благодаря сдвиге трубопроводов перед каждым транспортированием.

К сожалению ни один из резервуаров, содержащих радиоактивные отходы, подлежащие перезахоронению, не оборудован надежными средствами, позволяющими извлекать содержимое резервуаров.

Резервуары объемом 5000 м³ оборудованы дренажной системой, которая обычно используется как средство для фильтрации поступающей водно-смоляной и водно-перлитной смесей. Рекуперированная вода возвращается на электростанцию для последующего испарения через существующие установки, тогда как перлит или иониты остаются в резервуарах и постепенно все более насыщаются радиоактивными отходами.

Резервуары объемом 1000 м³ размещены каждый в отдельном помещении в хранилище жидких и твердых радиоактивных отходов. Они оборудованы устройством распыления сжатого воздуха, которое можно использовать для перемешивания содержимого резервуаров. Они соединены также с эрлифтным устройством, которое использовалось для удаления из резервуаров водных жидкостей, но которое не может поднять из этих резервуаров шлам.

Все эти резервуары связаны транспортным трубопроводом, проложенным в коридоре для трубопроводов, расположенном очень близко к границе ЗПЖРО.

С учетом существующего оборудования, описанного выше, основными функциями ЗПЖРО будет извлечение отходов, содержащихся в этих резервуарах, с помощью систем извлечения, включая средства для перемешивания и гомогенизации отходов; подача извлекаемых радиоактивных отходов в ЗПЖРО, частично с использованием существующего транспортного трубопровода; предварительная обработка отходов таким образом, чтобы они удовлетворяли требованиям последующих этапов технологического процесса; уменьшение объема предварительно обработанных отходов; заключительная обработка отходов уменьшенного объема и/или предварительно обработанных отходов с тем, чтобы максимально увеличить вероятность получения удовлетворительного продукта после его кондиционирования согласно определенным требованиям; выдержка этого продукта и помещение его в специальные транспортные упаковочные контейнеры; радиологический мониторинг бочек и транспортных упаковочных контейнеров; контроль и возврат на электростанцию жидких отходов, удовлетворяющих заданным пределам. Разработка соответствующей установки основывается на опыте, приобретенном Консорциумом в ходе работы на установках для обращения со аналогичными ядерными материалами в Западной Европе.

Отходы, образовавшиеся и хранящиеся на площадке ЧАЭС и подлежащие извлечению и обработке, состоят из анионообменных и катионообменных смол, фильтровального перлита, кубового остатка.

Эти отходы хранятся в пяти баках объемом 5000 м³ (А201/2, А201/3, А202, А203/1, А203/2) хранилища ХЖО и в девяти баках объемом 1 000 м³ (Х01/1, Х01/2, Х01/3, Х01/4, Х01/5, Х05/1, Х05/2, Х06/1, Х06/2) хранилища ХЖТО (рис. 28.2).



Рис. 28.2. План ХЖТО на отм. 0,00 м.

Объем, масса и активность РАО в баках хранения представлено в таблице 28.1 и 28.2. По своему типу ионообменные смолы относятся к анионообменным и катионообменным и имеют форму сфер с гранулометрическим составом от 0,3 до 1,3 мм. Объемная плотность в воде – 1,1 кг/л. Анионообменные и катионообменные смолы с различным уровнем радиоактивности хранятся вместе в одних и тех же резервуарах.

Из-за отсутствия необходимых средств извлечения и анализа проб на ЧАЭС никакие другие характеристики слоя смол, хранимых в этих резервуарах, кроме тех, которые приведены далее в таблицах, не были получены.

Кроме того, из-за отсутствия смесительного устройства в резервуарах объемом 5000 м³, проба, взятая из этих резервуаров, является репрезентатив-

ной лишь для одного единственного места в резервуаре, находящегося ниже смотрового люка.

Перлитная пульпа использовалась для фильтрации масла механического оборудования, продуктов коррозии (главным образом Fe_2O_3) и поверхностно-активных веществ. Размер ее частиц составляет в основном 40-80 мкм. Объемная плотность в воде -1,1 кг/л.

Таблица 28.1. Объем и масса РАО в баках хранилищ.

Номер бака	Содержимое бака	Общий объем бака, м ³	Заполнен объем, м ³	Объем шлама, м ³	Колич. солей, т	Содерж. сухой массы, т
A 201/2	Концентраты выпарителя	5000	4802	385	1229	1583
A 201/3	Концентраты выпарителя	5000	4550	146	1790	1924
A 202	Отработанные смолы	5000	4100	2502		1000
A 203/1	Перлитная пульпа	5000	3150	829		133
A 203/2	Перлитная пульпа	5000	1650	753		121
X01/1	Концентраты выпарителя	1000	950		266	266
X01/2	Концентраты выпарителя	1000	860		224	224
X01/3	Концентраты выпарителя	1000	1000		250	250
X01/4	Концентраты выпарителя	1000	310		34	34
X01/5	Концентраты выпарителя	1000	550		99	99
X05/1	Отработанные смолы	1000	970	447		179
X05/2	Отработанные смолы	1000	630	286		114
X06/1	Перлитная пульпа	1000	990	291		47
X06/2	Перлитная пульпа	1000	820	241		39
ВСЕГО			25332	5880		

Получить более подробную характеристику перлитового слоя (шлам) в резервуарах было невозможно из-за высокой радиоактивности содержимого резервуара и недостаточности средств для извлечения и анализа проб на ЧАЭС.

Кроме того, из-за отсутствия смесительного устройства в резервуарах объемом 5000 м³, проба, взятая из этих резервуаров, является репрезентативной лишь для одного единственного места в резервуаре, находящегося ниже смотрового люка.

Химический состав концентратов выпарителя (кубовый остаток) может быть описан следующим уравнением: $Na_2(NO_3)_{1,8} (SO_4)_{0,1} (Cl)_{0,02}$. В резервуарах объемом 5000 м³ с концентратами выпарителя, шлам образовался на дне резервуаров. В резервуарах объемом 1000 м³, благодаря наличию смесительного устройства и периодического перемешивания содержимого резервуара, шлам не отстоялся. Резервуары объемом 5000 м³ имеют внутренний диаметр приблизительно 32 м и максимальную высоту примерно 10 м. Конструкция резервуара поддерживается центральной колонной диаметром 2 м. Доступ к верхнему краю резервуара возможен через галерею для персонала на уровне + 8,70 и через диспетчерскую, которая дает доступ к люку, размеры которого составляют приблизительно 0,8 x 0,8 м.

Резервуары объемом 1000 м³ имеют диаметр приблизительно 14 м и максимальную высоту примерно 10 м. Каждый из них размещен в отдельном помещении в пределах хранилища жидких и твердых отходов.

Доступ к каждому резервуару обеспечивается через вход в помещение на уровне примерно двух третей высоты резервуара. От этого входа по лестницам можно подняться вверх резервуара или спуститься на пол помещения.

Таблица 28. 2. Активность РАО в баках хранилищ

Номер бака	Содержимое бака	Удельная активность (Ки/л)	⁶⁰ Со (Ки/л)	¹³⁴ Cs (Ки/л)	¹³⁷ Cs (Ки/л)	Альфа (Ки/л)
A 201/2	Концентраты выпарителя	4.70·10 ⁻⁴	1.90·10 ⁻⁷	3.00·10 ⁻⁶	4.70·10 ⁻⁴	1.70·10 ⁻¹⁰
A 201/3	Концентраты выпарителя	5.30·10 ⁻⁴	1.10·10 ⁻⁷	5.90·10 ⁻⁶	5.20·10 ⁻⁴	-
A 202	Отработанные смолы	7.60·10 ⁻⁶	9.20·10 ⁻⁷	3.90·10 ⁻⁷	6.30·10 ⁻⁶	6.00·10 ⁻¹¹
A 203/1	Перлитная пульпа	2.50·10 ⁻⁶	1.10·10 ⁻⁷	7.40·10 ⁻⁸	2.50·10 ⁻⁶	2.10·10 ⁻¹⁰
A 203/2	Перлитная пульпа	9.40·10 ⁻⁷	4.80·10 ⁻⁷	1.90·10 ⁻⁸	8.70·10 ⁻⁷	1.60·10 ⁻¹⁰
X01/1	Концентраты выпарителя	3.70·10 ⁻⁴	3.10·10 ⁻⁷	4.30·10 ⁻⁶	3.70·10 ⁻⁴	2.00·10 ⁻⁹
X01/2	Концентраты выпарителя	5.40·10 ⁻⁴	1.70·10 ⁻⁷	6.40·10 ⁻⁶	5.20·10 ⁻⁴	2.50·10 ⁻⁹
X01/3	Концентраты выпарителя	6.70·10 ⁻⁴	1.30·10 ⁻⁷	8.00·10 ⁻⁶	6.50·10 ⁻⁴	5.80·10 ⁻⁹
X01/4	Концентраты выпарителя	2.60·10 ⁻⁴	4.40·10 ⁻⁷	2.60·10 ⁻⁶	2.50·10 ⁻⁴	5.20·10 ⁻¹⁰
X01/5	Концентраты выпарителя	5.60·10 ⁻⁴	7.40·10 ⁻⁷	1.00·10 ⁻⁵	5.50·10 ⁻⁴	1.70·10 ⁻¹⁰
X05/1	Отработанные смолы	6.30·10 ⁻⁷	3.50·10 ⁻⁷		1.50·10 ⁻⁷	4.80·10 ⁻¹⁰
X05/2	Отработанные смолы	2.70·10 ⁻⁷	2.30·10 ⁻⁷		4.20·10 ⁻⁸	1.70·10 ⁻¹⁰
X06/1	Перлитная пульпа	2.60·10 ⁻⁶	4.80·10 ⁻⁷	2.20·10 ⁻⁷	2.40·10 ⁻⁶	5.10·10 ⁻⁹
X06/2	Перлитная пульпа	3.40·10 ⁻⁶	4.40·10 ⁻⁷	8.00·10 ⁻⁷	3.30·10 ⁻⁶	3.10·10 ⁻¹⁰

На верху резервуара имеется круглый смотровой люк, примыкающий к верху смотровой лестницы.

Четыре бака «монжюс» объемом приблизительно 10 м³ каждый (ссылочные номера X07/1, X07/2, X07/3 и X07/4) соединены с резервуарами объемом 1000 м³ и позволяют осуществлять транспортировку жидкой фазы к ЗПЖРО. Однако эти средства не предусмотрены для шламов.

Дополнительно необходимо обеспечить доступ к резервуарам объемом 1000 м³ через какое-либо дополнительное отверстие путем его выполнения в верхней плите этого помещения не представляется возможным. Однако на верху резервуаров объемом 5000 м³ можно создать снаружи дополнительные отверстия для извлечения отходов через них.

Один из пустых резервуаров объемом 1000 м³ каждый можно использовать в качестве буферной емкости для потока осветленной жидкости, образующейся в ходе операции по уменьшению объема отходов.

Система извлечения отходов должна быть способна перемещать радиоактивные отходы из резервуаров в существующий трубопровод. Нет необходимости удалять гравий дренажной системы из трех резервуаров объемом 5000 м³, содержащих этот элемент. После опорожнения эти резервуары подлежат промывке. Необходимо выполнить подсоединение труб от труб в существующем коридоре с тем, чтобы можно было осуществлять перемещение радиоактивных отходов, извлекаемых из резервуаров, в ЗПЖРО. Кроме того, необходимо выполнить соединения труб в существующем коридоре к

ЗПЖРО, чтобы возвращать на ЧАЭС радиоактивные сточные воды, свойства которых остаются в заданных пределах.

Перед началом процесса обработки часть отходов будет подвергаться уменьшению в объеме. Масла и органические растворители не придется обрабатывать на ЗПЖРО. Эти жидкости будут отделяться вне ЗПЖРО и временно храниться до возврата на ЧАЭС. Заключительной операцией перед упаковкой продукта будет процесс его цементирования. Отходы, непригодные для обработки на ЗПЖРО будут временно храниться на площадке ЗПЖРО.

Индивидуальный эквивалент дозы, полученный операторами, не должен превышать 20 мЗв/год в среднем в течение любого пятилетнего периода, при максимальном годовом значении 50 мЗв.

Все облучения, как рабочего персонала площадки, так в населения, а также выбросы в окружающую среду будут удерживаться на разумно достижимом низком уровне (ALARA).

Все выбросы радиоактивности в ходе извлечения, перемещения, обработки и хранения жидких радиоактивных отходов должны удерживаться в приемлемых пределах. Проектом обеспечивается получение отвержденного продукта, удовлетворяющего требованиям в отношении безопасного обращения с ним, его транспортировки и хранения вне площадки.

Мощность дозы излучения на поверхности транспортного упаковочного контейнера не должна превышает 2 мЗв/ч и 0,1 мЗв/ч на расстоянии 1,0 м от него.

Количество существующих трубопроводов достаточно для обеспечения возврата осветленного потока, полученного в процессе уменьшения объема отходов, в один из пустующих в настоящее время резервуаров объемом 1000 м³; транспортировки хранимого осветленного потока к опорожняемым резервуарам для разбавления их содержимого или ополаскивания резервуара после полного извлечения его содержимого.

Предполагается, что один из баков «монжюс», расположенных около резервуаров объемом 1000 м³, тоже может использоваться для транспортировки извлеченных отходов к ЗПЖРО. Этот бак необходимо снабдить перемешивающим устройством и перекачивающим насосом с тем, чтобы он мог служить буферной емкостью, в которой можно было бы дополнительно разбавлять извлеченные отходы перед их транспортировкой к ЗПЖРО.

Определение характеристик отходов выполняется перед их извлечением. Действительные на момент извлечения радиохимические данные будут одним из параметров для определения «рецепта» для данного перерабатываемого потока отходов.

В некоторых баках содержится значительное количество осажденного масла и органических растворителей. Для этих баков удаление масла производится перед извлечением отходов. Извлеченное масло передается на ЗПЖРО для помещения их в 200-литровые бочки.

Установка для извлечения отходов обеспечивает перемешивание хранящихся в баках отходов; извлечение содержимого баков и перекачку извлеченных отходов на завод ЗПЖРО с использованием существующей системы

передачи; обмывку внутренней поверхности каждого бака после удаления отходов.

Проекты модулей извлечения аналогичны для всех баков с отходами. Он в основном состоит из устройства для перемешивания и насоса откачки. Однако способ его введения и эксплуатации зависит от типа баков в соответствии с их содержимым и объемом.

Для баков 5000 м³, содержащих значительное количество шламов, осажденных смол или перлита, модуль извлечения устанавливается так, чтобы обеспечить его передвижение через весь объем емкости.

Для баков 5000 м³, содержащих концентраты выпарителя, в которых количество шламов незначительно (менее 10 % заполненного объема), отходы извлекаются вдоль вертикальной оси, расположенной под существующим люком, который имеется в каждой емкости.

Та же система, что описана выше, используется для извлечения отходов, содержащихся в баках 1000 м³ с меньшим диаметром и для которых в настоящее время существует система смешивания на сжатом воздухе.

Система перекачки частично использует существующие трубопроводы, которые соединяют в настоящее время ЧАЭС и емкости отходов 1000 м³ и 5000 м³. Эта существующая система обеспечивает передачу извлеченных отходов на завод ЗПЖРО и возвращение определенных отходов с ЗПЖРО обратно на ЧАЭС.

Для приемки извлеченных отходов предусмотрены три бака. Эти баки позволяют выполнить гомогенизацию и определение характеристик отходов для переработки, и при необходимости – предварительную химическую обработку таким образом, чтобы обеспечить выполнение последующих действий по обработке, например, настройка кислотности.

Количество баков определено таким образом, чтобы обеспечить снабжение установок по сокращению отходов, в то время как пробоотбор и анализ будет выполняться для следующей партии отходов.

На выходе из этой зоны готовятся для последующего уменьшения объема концентраты выпарителя, перлитная пульпа и отработанные смолы.

Выполняется разделение масла и органических растворителей в установке по сокращению объема. Однако в зоне предварительной обработки обеспечивается их перекачка в емкости 200 л перед возвращением этих ЖРО на ЧАЭС для дальнейшей обработки.

Потоки жидких отходов, которые могут напрямую быть возвращены на ЧАЭС, без дальнейшей обработки на ЗПЖРО, собираются внутри установки уменьшения объема.

Перед цементацией будет произведена корректировка содержания воды в смолах и перлите. Сокращение объема обеспечивается при использовании центробежного сепаратора, который передает обезвоженную смолу или перлит для цементации, и вторичный поток из очищенной воды из отходов с низким содержанием шлама, смол или частей перлита.

Очищенная вода после извлечения масла или повторно используется для водного баланса в цементном миксере, или возвращается в баки хранения для повторного суспензирования отходов, подлежащих извлечению. Эта

очищенная вода может пройти также окончательную очистку, чтобы соответствовать критериям для возврата ее на ЧАЭС..

Этот окончательный этап очистки позволяет осуществить извлечение оставшихся в суспензии твердых частичек и улучшить извлечение масла и растворителей.

Концентраты выпарителя подвергаются дополнительной концентрации перед их цементированием. Получившиеся суперконцентраты цементируются. Дистиллят проходит окончательную очистку как вода отходов из центробежного сепаратора, если анализы проб показывают, что это необходимо перед их возвратом на ЧАЭС.

Дистилляты могут также быть использованы для повторного суспендирования обрабатываемых отходов.

Один из специальных смесителей используется для цементации обезвоженных смол, перлитной пульпы и выпарных суперконцентратов. Хранение и измерение сухих партий выполняется при помощи башен и соответствующих дозаторов.

Для подготовки бетона используются другие реагенты (разжижитель, предварительная обработка суперконцентратов), которые хранятся в отдельных баках и заполняются или в миксер, или в баки предварительной обработки с использованием дозирующих насосов.

Кроме сухих партий и реагентов, необходимых для подготовки цементного замеса, в этой зоне обеспечивается также обследование и промежуточное хранение внешних упаковок; 200-литровых бочек для конечного продукта; средств для фильтров для окончательной очистки воды и реагентов для предварительной обработки отходов.

Окончательная упаковка, в которой содержится продукт – это 200-литровая металлическая бочка. Все содержимое партии готовится в миксере и передается гравитационно в емкость, установленную на конвейере. Емкость подвергается вибрации после полного заполнения. Конвейер передвигает емкости из зоны подготовки материалов и контейнеров до зоны застывания продукта через соответствующие люки. Пробоотбор цементного раствора перед осаждением может быть выполнен в специальной зоне.

Заполненные продуктом бочки сгружаются с конвейера в зоне упаковки при помощи крана. Бочки остаются в зоне застывания до полного осаждения (2 дня). Затем каждая бочка передается на конвейер, который обеспечивает доступ в зону, где каждая бочка помещается во внешнюю упаковку. После обжима выполняется радиологический контроль каждой бочки перед тем, как поместить ее во внешнюю упаковку. Несоответствующие бочки могут быть помещены в отдельную зону для переупаковки. Загрязненные бочки могут пройти дезактивацию. Для внешних упаковок выполняется также радиологический контроль, перед тем как они покидают зону заполнения. В зоне подготовки предусмотрено буферное хранилище для заполненных внешних упаковок.

В дополнение к бакам для сбора воды из отходов в ходе процесса, два бака используются для сбора воды нетехнологических отходов (душевые воды и др.); сбора сбросной вода с прямков, лотков дезактивации бочек и лабораторий.

Для всех этих выбросов проводится пробоотбор. Отходы, которые соответствуют критериям приемки, возвращаются на ЧАЭС. Если критерии не выполнены, они обрабатываются в основном процессе перед их возвращением на ЧАЭС.

Твердые РАО включают средства фильтров; отходы от проведения техобслуживания; отходы при дезактивации; масляные фильтры и древесный уголь из контура очистки воды, которые собираются, сортируются и временно хранятся в отведенном помещении, в ожидании транспортировки для промежуточного хранения.

Управление упаковками, выпущенными заводом, обеспечивается при помощи компьютерной системы, отслеживающей все характеристики каждой залитой бетоном упаковки – происхождение отходов, уровень активности, вес.

Эта система, которая позволяет оператору отслеживать эксплуатационные параметры станции и вводить результаты анализов образцов отходов, информацию, предоставленную оборудованием измерения уровня активности и номера бочек на основных этапах их переработки, а также представлять окончательные результаты регулирующим органам в виде таблиц данных для каждой емкости, предназначенной для промежуточного хранения и последующего захоронения.

Эта система снабжена портативными терминалами ввода данных, с устройством для чтения данных ярлыков и компьютерами.

При необходимости этот проект может быть пересмотрен на этапе основного проектирования после подписания контракта, с тем чтобы была возможность принять во внимание одну из следующих возможностей:

- область для хранения в помещении 105 также будет спроектировано для временного хранения контейнеров с продуктом (без загрузки их во внешние упаковки) на срок в 5 дней производства с учетом 2 дней предварительного хранения в помещении 128

- помещение 128 будет спроектировано для хранения контейнеров с продуктом, произведенным в течение 7 дней,

Сооружение разделено на три отделенные зоны в соответствии с уровнем активности в этих зонах, т.е. зеленая зона имеет наименьшую активность, желтая –средний уровень, и красная – самый высокий уровень активности.

Каждый номер помещения показан как: первая цифра – уровень помещения, последняя – это зона, в которой расположено помещение (1 подзона – красная зона, 2 подзона – желтая зона, 3 подзона – зеленая зона).

При проектировании компоновки особое внимание было уделено защите персонала с радиологической точки зрения.

С этой целью предусмотрена установка наиболее активных емкостей и оборудования в защищенные помещения с достаточным бетонным экранированием. Между двумя помещениями различных зон предусмотрены герметичные люки. Оборудование, требующее периодического техобслуживания, устанавливается в легкодоступных помещениях с необходимым биологическим экранированием. Обеспечена работа системы вентиляции, спроектированной таким образом, чтобы предотвратить перетоки воздуха от загрязненных зон в незагрязненные. Предусмотрены специальные процедуры доступа

для потенциально загрязненных помещений, где может быть или должен выполняться экстренный ремонт. Ограничение до строгого минимума количества помещений, расположенных в зоне, где необходимо постоянное присутствие персонала (например, лаборатория). Общая компоновка сооружения на отметке 0,00 показана на рисунке 28.3.

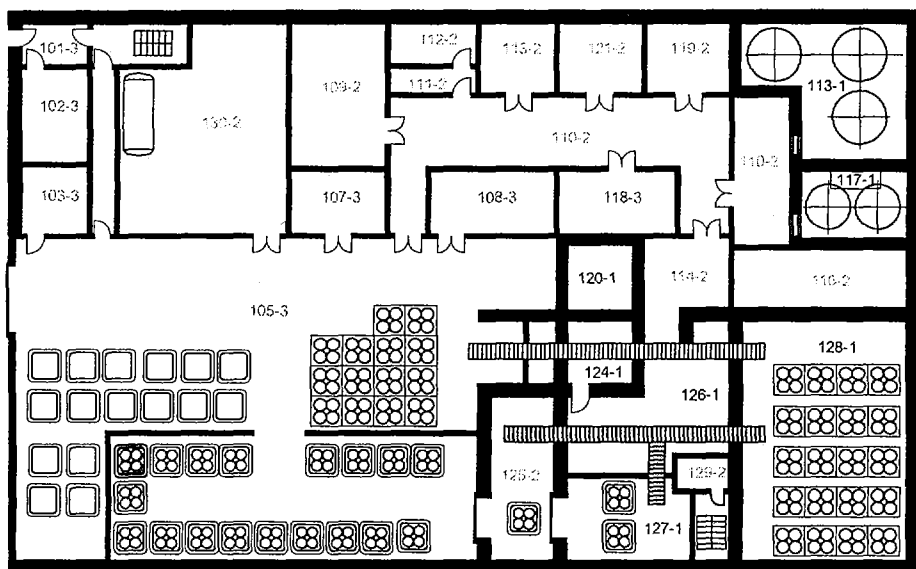


Рис. 28.3. План ЗПЖРО на отм. 0,00.

Сбор и предварительная обработка происходит вблизи и за пределами существующей галереи трубопроводов, которая будет протянута до площадки ЗПЖРО. Система трубопроводов будет обеспечивать сбор отходов в помещении 115-1; выпаривание и последующий сбор суперконцентратов в помещении 120-1 и в баки насадочной жидкости в пом. 117-1. Все насосы для перекачки ЖРАО с их специальным оборудованием (задвижки с дистанционным управлением, приборы расположены в двух помещениях (116-2 и 118-2), прилегающих к этой зоне и доступ к которым обеспечен через коридор 110-2.

Непосредственно над баками 20 м³, на втором этаже, предусмотрены помещения для установки насосов размешивания, а также датчики уровня на этих баках.

Процесс цементирования начинается в миксере, расположенном в помещении 207-1, доступном при выполнении специальной процедуры доступа. В этом помещении на верхнем уровне также располагается оборудование, необходимое для отделения масла, фильтрации содержимого бака насадочной жидкости для его обратной отсылки на ЧАЭС. Доступ к этому оборудованию обеспечивается через соответствующий пешеходный мостик. Все неактивное оборудование, необходимое для процесса цементации, расположено в главном заде обращения 105-3.

По окончании процесса цементирования заполненные бочки перемещаются в и хранятся в помещении 128-1.

Окончательный вывоз бочек РАО производится после консервирования бочки и проверки дозовой нагрузки после этого периода хранения в зону упаковки во внешнюю упаковку (помещение 125-2) перед загрузкой в транспорт – грузовики, которые заезжают в главный зал обработки 105-3. Предусмотренная специальная зона промежуточного хранения внешних упаковок, защищенная специальными биологическими средствами. Вспомогательные установки локализованы так, как указано в проекте компоновки.

Доступ в строение обеспечивается через вход для персонала (помещение 101-3) на первом этаже, который будет постоянно контролироваться специальным персоналом в помещении 102-3.

Проект и строительство здания ЗПЖРО, а также связанные с этим работы будут соответствовать кодам, стандартам и руководствам Украины. Однако, для некоторых аспектов, которые в недостаточной степени отражены в указанных стандартах, как, например, для эксплуатационной надежности бетона, в частности вопрос проектирования трещин, разработчики проекта рекомендуют использование EUROCODE № 2. Все материалы будут в первую очередь контролироваться на основании соответствующих национальных стандартов стран, где они были изготовлены, поскольку они эквивалентны или могут соответствовать необходимому уровню качества.

Поскольку установки в помещениях предусмотрены для 20 лет непрерывной работы и вслед за этим будут сняты с эксплуатации, никаких дополнительных требований в отношении продолжительности срока службы бетона не предусмотрено. В конструкции также будут учтены соответствующие данные и доступ к установленному оборудованию в целях проведения его технического обслуживания и, при необходимости, замены.

Сооружение, являясь монолитной бетонной конструкцией, предусматривается без температурных швов. Поэтому сооружение будет чувствительно к растрескиванию из-за осадки. Для этого предусмотрены дополнительные мероприятия во избежание возникновения сквозных трещин, через которые будет возможен радиоактивный выброс или попадание загрязненной жидкости в почву.

Постоянный доступ к зданию для грузовиков и персонала будет обеспечен с главной дороги ЧАЭС. Этот подъезд будет включать асфальтную дорогу с соответствующим фундаментом, обочинами, каналами и водостоками. Все остальные зоны площадки будут покрыты тонким слоем гравия поверх существующей почвы.

Установка для извлечения отходов должна выполнять следующие функции:

1. Изменение консистенции, перемешивание и откачку хранящихся в баках отходов.
2. Перекачку хранящихся жидких отходов из баков в существующую систему передачи и, вслед за этим, в новую систему передачи для перемещения отходов на завод ЗПЖРО.
3. Обмывка внутренней поверхности каждого бака,

4. Обеспечение установки, работы и окончательного извлечения модуля (установки перемешивания / откачки) перед тем, как переместить его на другой бак,

5. Не допускать распространения загрязнения и обеспечить герметичность вокруг проходов в баках, используемых для установки оборудования для извлечения их содержимого,

6. Обеспечение противорадиационной защиты,

7. Обеспечить локализацию при выполнении операций обслуживания, ремонта, дезактивации и др. на оборудовании, участвующем в операции данной установки

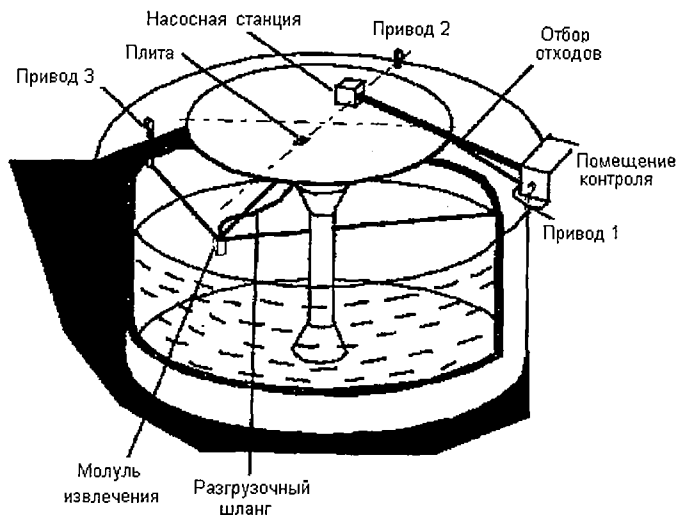


Рис. 28.4. Схема установки для извлечения отходов из емкостей хранилища.

Извлечение отходов производится после удаления масел – путем откачки - из баков хранения. Предлагаемая система для извлечения отходов имеет в своем составе три установки, предназначенных для извлечения отходов:

- один для извлечения концентратов выпарителя из баков 5000 м^3 ,
- один для извлечения перлитной пульпы отработанных смол из баков 5000 м^3 ,
- один для извлечения концентратов выпарителя, перлитной пульпы, отработанных смол и осадков из 1000 м^3 .

Проект модуля извлечения аналогичен для всех трех систем и включает в себя:

- устройство для перемешивания,
- насос откачки (геликоидальный роторный насос),
- электрические соединения,
- подача воды для разбавления отходов со стороны всаса насоса для откачки,
- кабель и лебедка для поддержки модуля внутри бака.

Эти модули полностью герметичны. Модуль извлечения (откачки) изготовлен с герметичным корпусом, в котором находятся механические компоненты, необходимые для откачки и перемешивания. Для установки и работы модуля извлечения используются два различных пути – в зависимости от содержимого бака и его объема.

Для баков 5000 м³ А 202, А 203/1 и А 203/2, содержащих значительную часть осевших смол или перлита, модуль извлечения вводится через дополнительные отверстия, которые должны быть выполнены в верхней части баков (рис. 28.4).

Затем модуль извлечения подсоединяется к комплексу из трех кабелей и лебедки, расположенных рядом с верхним углом баков, что позволяет перемещать модуль в пределах всего объема бака (рис. 28. 5).

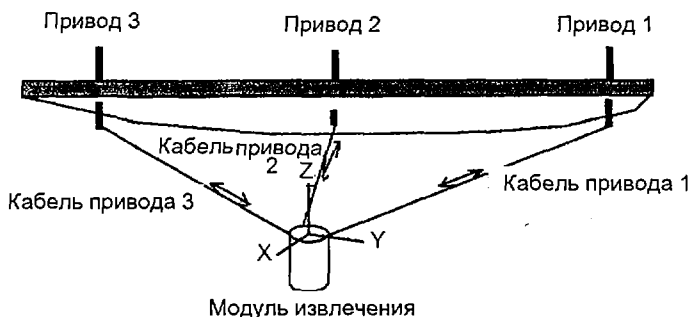


Рис. 28.5. Схема подсоединения модуля извлечения к комплексу приводов.

Для баков 5000 м³ А 201/2 и А 201/3, содержащих концентраты с низкой долей шлама, существующий вертикальный люк располагается на щите управления и может быть повторно использован с целью размещения установки для извлечения отходов.

Для поддержки модуля извлечения внутри бака необходимы только один кабель и лебедка. Система вращающихся в противоположных направлениях лопастей, размещается внутри устройства для смешивания и обеспечивает аннигиляцию реактивной силы, возникающей в процессе смешивания, что позволяет обеспечить стабильное позиционирование установки для извлечения отходов.

Такая же система, как описана выше, используется для извлечения отходов, которые хранятся в баках 1000 м³ Х 01/1 - 5 , Х 05/1 - 2 и Х 06/1 - 2, оборудованных в настоящее время установками подачи сжатого воздуха.

Существующий люк - лаз используется для введения модуля извлечения. Отходы извлекаются вдоль вертикальной оси, расположенной под существующим люком.

Используется дополнительное устройство для обмывки всех баков после их опустошения: это устройство применяется после извлечения модуля откачки.

Отмывочная вода удаляется или с помощью системы откачки, или через существующие дренажные системы баков.

Дополнительная загрязненная вода перерабатывается затем при помощи того же оборудования, которое используется для смол, перлита, шламов и концентратов.

Один из свободных в настоящее время баков 1000 м³ может быть использован для промежуточного хранения чистой воды из отходов, полученной в результате операций по сокращению объемов (отходов) в ЗПЖРО. Эта вода может быть использована или для разжижения отходов, извлекаемых из баков (например, впрыск на стороне всаса насоса откачки), или для очистки опустошенных баков – через описанное выше устройство.

Извлеченные отходы перекачиваются в существующую систему передачи, которая затем передает их на ЗПЖРО.

Для каждого модуля извлечения, вторичный насос того же типа, что и насос для извлечения, размещается на верхней части бака, вблизи ячейки, которая содержит все необходимое оборудование для обслуживания, техобслуживания и дезактивации модуля извлечения.

Этот вторичный насос подсоединяется со стороны давления модуля извлечения.

Во время выполнения действий на баках 5000 м³, расположенных вблизи ЗПЖРО, вторичный насос соединен непосредственно с баками 6510 внутри ЗПЖРО через уже существующие трубопроводы передачи.

Так как баки 1000 м³ расположены в нескольких сотнях метров от ЗПЖРО, извлеченные отходы не будут перекачиваться в существующую систему передачи до проведения дополнительного радиологического контроля. С этой целью один из существующих баков «монжюс» (X 07/1 – 4) будет оборудован смесителем и передаточным насосом.

Этот бак заполняется с использованием вторичного насоса модулей для извлечения и позволяет выполнять дополнительное разбавление в случае, если содержащиеся отходы слишком твердые (обнаруживается при помощи данных об использовании электроэнергии смесителем). Таким образом снижается риск образования пробки в существующей передаточной системе.

Трубопроводы, образующие систему извлечения, автоматически промываются изнутри и снаружи тогда, когда извлекаются из бака в ячейку, в которой расположен люк доступа.

Ввод воды на стороне всаса вторичных насосов позволяет осуществить промывку системы передачи, расположенной между системой извлечения и ЗПЖРО для баков 5000 м³, а также между системой извлечения и баком «монжюс» для баков 1000 м³.

В последнем случае поставка воды, используемая для промывки бака «монжюс» также используется для промывки трубопроводов перекачки на ЗПЖРО.

При необходимости, предусмотренный для бака «монжюс» дополнительный подвод воды может быть использован для промывки этих линий.

Определение состава конечного продукта основаны на минимальных значениях радиологических и химических характеристик, которые имеются в наличии на момент извлечения. Эти характеристики позволяют определить на раннем этапе окончательные составы продукта. Образцы отходов, взятые из баков предварительной обработки, позволят – после проведения анализов в

лаборатории ЗПЖРО – выполнить полную характеристику объема отходов, которые должны быть переработаны.

Эта характеристика и соответствующие рецепты достаточны для обеспечения обработки данной порции отходов в ЗПЖРО, при этом будет достигнуто соответствие конечного продукта.

В дополнение к характеристике отходов, которая была выполнена для каждой партии, содержащейся в баках предварительной обработки 6510-11, 12 и 13, будет выполнен пробоотбор и характеристика отходов внутри баков хранения на ЧАЭС. Этот пробоотбор будет выполнен в одном месте через существующие люки – лазы на баках.

Это ускорит операции по извлечению, поскольку состав отходов будет лучше известен, и позволит на раннем этапе улучшить определение рецептов конечного продукта.

Три бака 6510-11, 12 и 13 внутри ЗПЖРО предназначены для получения концентратов, смол и перлита, которые передаются из баков хранения,

Для каждого бака предварительной обработки могут быть выполнены следующие функции:

- гомогенизация и пробоотбор содержимого;

- если содержание перлита и смол в воде очень низкие – простое отделение и отвод избыточного количества воды, что необходимо для передачи отходов из баков хранения на ЗПЖРО; избыточное количество воды отводится через отводы после первичного осаждения отходов внутри баков и передается на установку для уменьшения объема отходов для окончательной переработки;

- при необходимости настройка кислотности и/или предварительная химическая обработка отходов перед их последующим сокращением объема и переработкой;

- передача на любую из установок по сокращению объема;

Кроме этого, количество баков предварительной обработки позволяет одновременно проводить:

- подпитку установок по сокращению объема отходов,

- пробоотбор и характеристику следующих партий, подлежащих переработке перед их подачей в установки по сокращению отходов.

Все резервуары соединяются с технологической вентиляционной системой, а также снабжены кольцевой системой дезактивации. Система подачи воды, находящаяся со стороны всасывающего устройства перекачивающих насосов, предоставляет возможность для осуществления промывания перекачивающих трубопроводов.

Отбор проб из резервуаров, которые входят в качестве составной части в систему установок для предварительной обработки и сокращения объема, осуществляется в защитной стерильной перчаточной камере, находящейся в непосредственной близости от тех резервуаров, из которых берутся образцы.

Процесс отбора проб осуществляется в замкнутой системе обводного трубопровода соответствующего резервуара.

Процесс цементации жидких отходов с содержанием ионообменных смол и перлита требует проведения предварительной коррекции количества содержащейся в них воды до того, как эти РАО будут помещены в форму для

цементации. Вышеупомянутая коррекция предоставляет возможность осуществить удаление части транспортировочной воды, которая необходима для реализации перегрузки в ЗПЖРО перлита и смол из резервуаров, предназначенных для хранения отходов, что позволяет провести сокращение объема конечного продукта.

Таким образом, перекачка этих жидких отходов производится при обеспечении постоянной скорости подачи на центробежный сепаратор 6510-40, предназначенный для отделения жидкости от твердых веществ, что дает также возможность обеспечить поступление в установку для обработки жидких отходов с постоянным процентным содержанием воды.

Очищенный поток жидкости, образующийся после сепарации жидкости и твердых веществ, поступает в резервуары 6510-31 и 6510-32 через бак осаждения масла 6510-16. После поступления в эти резервуары этот поток жидкости может быть либо повторно использован в резервуарах, предназначенных для хранения отходов, для повторного получения суспензии отходов, что способствует упрощению процесса извлечения отходов, либо при необходимости этот поток жидкости может проходить этап окончательной обработки с целью приведения его в соответствие с категориями сточных вод, которые впоследствии могут быть вновь направлены на Чернобыльскую АЭС.

Масло, извлеченное из бака 6510-16 сливается (гравитационно) в бак 6510-15.

Из центробежного сепаратора 6510-40 шлам под воздействием силы тяжести поступает для обработки в смешивающее устройство для цемента.

Перед осуществлением процесса цементации концентраты испарителя предварительно проходят усиленную концентрацию, причем целью этой операции является сокращение объема конечного продукта.

Выбранный технологический процесс с использованием испарителя замеса 6510-20, оснащенного внутри специальным смешивающим устройством и устройством для косвенного нагревания пара с помощью двойного кожуха, предоставляет возможность провести цементацию значительно большего количества солей, содержащихся в составе жидкого отхода. Загрузка испарителя происходит при соблюдении постоянной скорости подачи вещества, что позволяет обеспечить поддержание постоянного уровня жидкости внутри котла. После получения партии замеса требуемой плотности происходит транспортировка отходов в резервуар 6510-30, из которого осуществляется подача в смешивающее устройство для цемента. Резервуар 6510-30 и перекачивающие трубопроводы подогреваются до такого уровня, чтобы предотвратить образование каких-либо видов кристаллизации внутри оборудования. До осуществления процесса цементации серхконцентраты проходят предварительную обработку, в том числе обеспечивается препятствие для растворения цезия.

Применение технологического процесса с использованием испарителя предоставляет возможность реализовать испарение шлама, содержащегося в жидкости. Однако следует отметить, что если содержание шлама в жидкости является слишком значительным, предварительно перед осуществлением процесса испарения концентраты поступают в центробежный сепаратор, предназначенный для отделения жидкости от твердых веществ.

Из всех потоков сточных вод, которые собираются в резервуары 6510-31 и 6510-32, производится отбор проб, а затем на них составляются соответствующие технические характеристики. В тех случаях, когда технические характеристики отходов не соответствуют критериям их возвращения на Чернобыльскую АЭС, осуществляется этап окончательной обработки отходов.

Этап окончательной очистки заключается в использовании петли повторной циркуляции для сточной воды, содержащейся или в резервуаре 6510-31, или в резервуаре 6510-32, тогда как вода из другого резервуара служит для обеспечения водного баланса для установки, предназначенной для осуществления процесса цементации. Таким образом процессу конечной очистки как будто бы подвергается исключительно та сточная вода, которая предназначена для последующего возвращения на Чернобыльскую АЭС, и эта конечная очистка проводится только в тех случаях, когда анализ проб указывает на необходимость выполнения этих операций,

Этап окончательной очистки не должен выполняться со сточной водой, которая впоследствии вновь направляется в резервуары, предназначенные для хранения отходов, или которая повторно используется для обеспечения водного баланса в установке для осуществления процесса цементации,

Хранение сепарированного масла и органического растворителя осуществляется путем хранения масляных фильтров и фильтров из древесного угля, причем предполагается, что получаемые на конечном этапе смолы обрабатываются на основной линии технологической обработки.

Все оборудование, предназначенное для выполнения процессов технологической обработки, соединяется с технологической вентиляционной системой. Резервуары и котел испарителя оборудованы кольцевой системой дезактивации. Центробежный сепаратор и насосы снабжаются водой для промывания, предназначенной для промывки их внутренних узлов, а также перекачивающих трубопроводов.

Вода для промывки используется также с целью опорожнения перлитового фильтра, причем содержимое фильтра направляется на основную линию технологической обработки.

Один из смесителей используется для цементации обезвоженных смол, перлитовой пульпы и выпарных сверхконцентратов.

Количество отходов и остаток воды взвешиваются непосредственно в смесительном резервуаре.

Партии сухих отходов складированы в бункерах 6581-51/61/71/81. Они содержат соответственно цемент, известь, песок и добавку (кремниевый порошок). Их можно быть заполнять из наружной части здания с помощью трейлеров, оборудованных системой транспортирования сжатым воздухом. Загрузку небольших бункеров можно также производить прямо из мешков. Снятие показаний с партий сухих отходов осуществляется в измерительном резервуаре 6581-91 перед их загрузкой в смеситель 6510-50. Все бункеры оборудованы пылевыми фильтрами, которые автоматически очищаются сжатым воздухом во время заполнения. Смеситель также соединен с пылевым фильтром и системой вентиляции процесса. Флюидизатор вводится в смеситель через дозировочный насос перед последним смешиванием. Полная промывка смесителя осуществляется очень небольшим количеством воды (при-

мерно 10 литров). Эта вода повторно используется для подготовки смешивания последующих партий, Подготовка материалов и контейнеров. Складирование партий сухих отходов и всех других химических реагентов предоставляется на период 7 дней производства.

В зоне для подготовки материалов и контейнеров складировуются/хранятся:

- пустые транспортные упаковочные контейнеры,
- пустые 200-литровые бочки
- партии сухих отходов.

В помещении, непосредственно примыкающем к этой зоне, находятся:

- резервуары для приготовления растворов NaOH и HNO₃ для корректировки pH отходов, поступающих по трубопроводу Чернобыльской АЭС,
- резервуар, содержащий добавки для предварительной обработки поступающих отходов,
- резервуар, содержащий флюидизатор, используемый в смесителе цемента,
- резервуар, содержащий добавки для предварительной обработки суперконцентратов

перед цементацией.

Отдельное помещение, находящееся на верхнем этаже здания, предусмотрено для складирования новой партии перлита для фильтра 6510-44, нового комплекта фильтрующих материалов для отделения масла 6510-43, нового комплекта древесных угольных патронов 6510-42. Каждый бункер, содержащий партии сухих отходов, оборудован аппаратом для забора проб, позволяющим контролировать поступающий материал. Взятие проб реагентов, приготовленных в соответствующих резервуарах, может осуществляться вручную перед их использованием в установках предварительной обработки и уменьшения объема.

Кислоты, щелочи и другие добавки, используемые для предварительной обработки отходов, предшествующей уменьшению объема или цементации, то они добавляются в соответствующие резервуары через дозирующий насос.

В зоне подготовки материалов и контейнеров предусматривается достаточное пространство для обеспечения зрительного контроля всех поступающих 200-литровых бочек и соответствующих транспортных упаковочных контейнеров.

Тарой, используемой для упаковки продукта, будет стандартная бочка объемом 200 литров (рис. 28.6).

Бочка, предназначенная для заполнения, транспортируется затем в упаковочную зону и устанавливается под смесителем, содержащим необходимое количество продукта. Крышка, которая установлена но не закреплена на контейнере снимается и на нее устанавливается вентиляционный колпак для того, чтобы избежать распространения загрязнения помещения и на поверхности контейнера. Колпак подсоединен к системе вентиляции процесса. На вентиляционном колпаке устанавливается комплект двухуровневых датчиков, позволяющий контролировать уровень продукта внутри контролируе-

мой бочки только в том случае, когда приготовленный объем продукта превышает объем бочки (анормальная ситуация).

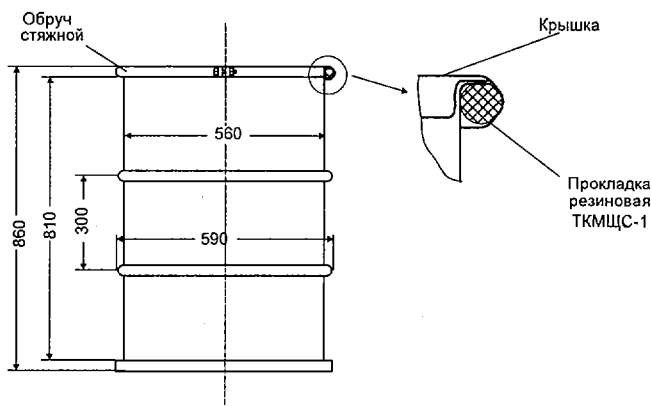


Рис. 28.6. Бочка для упаковки продукта.

При нормальном течении процесса весь объем партии, приготовленной в смесителе, поступает в бочку, установленную на конвейере, самотеком. Если датчики уровня загрузки реагируют во время процесса заполнения, то разгрузочный люк смесителя закрывается и оставшееся количество партии, которое определяется взвешиванием смесителя, поступает в следующую бочку до приготовления последующей партии цементной смеси.

Бочки, используемые для упаковки отходов, подготавливаются в зоне подготовки материалов и контейнеров и погружаются на конвейер. Контейнеры затем маркируются и впоследствии транспортируются в санитарный шлюз, отделяющий подготовительную зону от упаковочной.

Сразу после заполнения контейнер подвергается встряхиванию и транспортируется в примыкающую зону для установки крышки. Все эти операции контролируются с пульта управления с помощью видеокамер. Конец конвейера, который перемещает бочки в упаковочную зону, находится в зале отверждения. Бочка снимается с конвейера с помощью грузоподъемного крана, установленного в зоне отверждения. Продукция контролируется по мере ее поступления. Возможность буферного складирования соответствует двухдневному производству бочек (около 100 бочек). Бочки маркируются с помощью специального альфа-излучателя с низким содержанием изотопов.

После двухдневного периода выдержки бочка удаляется из зала выдержки, с нее снимается крышка и проводится контроль состояния верхнего слоя продукта, с тем чтобы проверить его твердость. При необходимости, с поверхности может быть удалена оставшаяся вода. В случае несоответствия бочка передается в помещение 127-1 для выполнения соответствующей перепакровки. После гофрирования радиологический контроль каждой бочки осуществляется перед ее установкой в транспортный упаковочный контейнер. Радиологический контроль транспортных упаковочных контейнеров прово-

дится в той же зоне после окончательного закрытия контейнера. В случае несоответствия транспортный упаковочный контейнер направляется в прилегающее помещение для дезактивации. Транспортный упаковочный контейнер выполняется из железобетона (рис. 28.7).

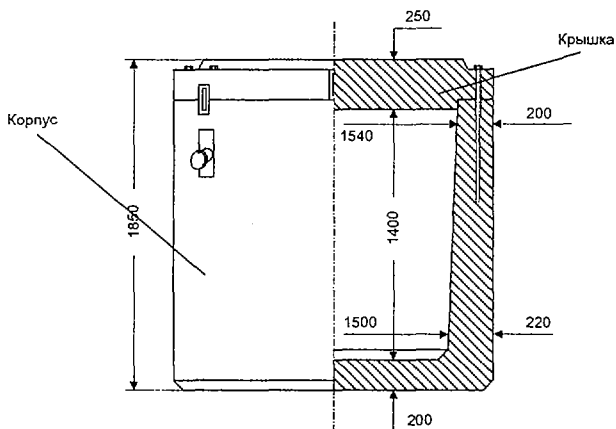


Рис. 28.7. Транспортный упаковочный контейнер.

Это же помещение используется для переупаковки контейнеров, не соответствующих нормам. При соответствии транспортных упаковочных контейнеров нормам они направляются в подготовительную зону, где они складываются до момента их отправки в место удаления.

Возможности хранилища для заполненных внешних упаковок в помещении 105-3 обеспечивают 5 дней непрерывной работы. Дополнительные помещения для хранения продукта в помещении 128-1 обеспечивают 2 дня непрерывной работы. Таким образом, обеспечивается непрерывное производство в течение 7 дней. Максимальное сокращение возможностей для хранения бочек с продуктом перед их передачей для упаковки во внешнюю упаковку обеспечивает выявление на раннем этапе бочек с несоответствующим продуктом. Бочки с несоответствующим продуктом определяются непосредственно после периода выдержки: таким образом можно избежать накопления бочек с несоответствующим продуктом.

Перлит, получаемый в контуре очистки сточных вод обрабатывается в технологическом процессе. Только твердые отходы, получаемые от материалов для фильтрации воздуха, технического обслуживания, дезактивации, масляных фильтров и древесного угля из контура очистки сточных вод собираются, сортируются и временно складываются в специальном помещении в ожидании транспортировки на временное хранение.

Помещения для хранения для двадцати 200-л бочек, заполненных извлеченным из отходов маслом, обеспечиваются помещением 326-2. Обеспечиваются средства для обращения с бочками с маслом и другими твердыми РАО в помещениях 326-2 и 325-2, и далее для передачи из помещений 326-2 и 325-2 в помещение 105-3 для загрузки на машины.

Глава 29. Быть или не быть ядерной энергетике

В последнее время становится все более очевидным неблагоприятное экологическое воздействие на окружающую среду различных энергетических установок. Поэтому вопросы дальнейшего развития мировой энергетической базы широко обсуждаются специалистами; общественностью, политиками. Во многих странах мира делаются попытки найти оптимальное решение этой проблемы как в экономическом, так и в экологическом плане.

Среди новейших технологий производства энергии, призванных обеспечить все возрастающие энергетические потребности, ядерная энергетика является наиболее завершенной. Промышленные ядерные электростанции (исторически их принято называть атомными электростанциями) начали свою историю с 1954г., когда была построена первая в мире АЭС в Обнинске, и в настоящее время обеспечивают около 17% мирового производства электроэнергии.

К основным факторам, способствующим развитию ядерной энергетике, следует отнести ее значительные топливные ресурсы, экономическую целесообразность (особенно для регионов с бедными энергетическими ресурсами), неизмеримо меньшее воздействие на окружающую среду при проектных режимах работы АЭС по сравнению с электростанциями на органическом топливе, вредные выбросы которых в условиях достигнутых масштабов строительства этих станций оказывают катастрофическое воздействие на среду обитания человека и, наконец, возможность воспроизводства ядерного топлива в реакторах. Все это дает основание специалистам считать, что ядерная энергетика может и должна обеспечить растущие энергетические потребности при минимальных экологических последствиях.

Однако аварии на АЭС Three Mile Island (1979г.) и на Чернобыльской АЭС (1986г.) способствовали распространению негативного отношения к ядерной энергетике и обусловили ее дальнейшую судьбу предельным снижением степени риска и последствий аварий, связанных с выбросом радиоактивности. После этих аварий проведены технические и организационные мероприятия, среди которых важнейшую роль играет повышение компетентности и дисциплины обслуживающего персонала, существенно усилена надежность и безопасность действующих АЭС, во всем мире ведутся разработки новых концепций предельно безопасных АЭС следующего поколения.

Несмотря на колебания конъюнктуры, вызванные снижением спроса, трудностями в поставках, подъемами и падениями цен на нефть и т. д., прослеживается тенденция непрерывного увеличения потребностей человечества в энергии. Эта тенденция усиливается по мере того, как развивающиеся страны начинают испытывать потребность в стандарте жизни, достигнутом индустриализованными странами. Природные виды топлива (уголь, газ и нефть) ограничены по запасам, и, как мы все понимаем, их добыча может оказаться неэкономичной, а использование неприемлемым из-за растущих требований глобальной защиты окружающей среды.

Об успешной работе первой в мире атомной электростанции мощностью всего 5 МВт советская делегация доложила на первой Международной Женевской конференции по мирному использованию атомной энергии в

1955г. Опыт пуска и работы этой станции показал реальность использования атомной энергии для промышленного производства электроэнергии. Однако из большого числа возможных типов атомных электростанций в то время невозможно было сделать выбор наиболее перспективных из-за отсутствия опыта их эксплуатации. В связи с этим наиболее передовые индустриальные державы приступили к проектированию и строительству атомных электростанций (АЭС) различных типов в порядке промышленного эксперимента. В 1956г. была пущена первая АЭС в Англии, а в 1957г. – в США. В 1958г. была введена в строй вторая АЭС в СССР. Ко времени второй Международной Женевской конференции в 1958г. суммарная мощность работающих АЭС достигла 195 МВт. Это были уже электростанции промышленных мощностей, но стоимость строительства их и, главное, себестоимость вырабатываемой электроэнергии были еще высокими. Опыт эксплуатации и дальнейшие работы по совершенствованию оборудования и схем АЭС способствовали тому, что в 1964г., ко времени третьей Международной Женевской конференции, суммарная мощность АЭС мира составила 5000 МВт. Главный итог развития АЭС к этому времени заключался в том, что электростанции на ядерном топливе стали конкурентоспособными с тепловыми электростанциями, сжигающими угольную пыль.

Развитие атомной энергетики шло неравномерно в разных странах. Первоначальные планы не выполнялись, причем в некоторых странах весьма существенно. В частности, в США были аннулированы многие предварительные заказы на проектирование АЭС. Тем не менее продолжающееся общее развитие атомной энергетики может быть оценено как значительное.

Период 70 – 80 годов был периодом резкого роста интенсивности увеличения суммарной мощности АЭС мира. За 1976 – 1980гг. она увеличилась от 79 до 149 ГВт, т. е. почти вдвое, за 1981 – 1985 гг. – на 117 ГВт или в 1.8 раза. Важно, что этот рост обеспечивался в основном за счет стран, имевших атомную энергетику, т. е. тех стран, которые могли обоснованно оценить действительные преимущества и проблемы атомной энергетики.

Состояние атомной энергетики мира и ее развитие свидетельствуют о том, что атомной энергетике нет альтернативы. Современное человечество привыкло к проникновению электроэнергии во все отрасли народного хозяйства и в домашний быт. В подавляющем большинстве стран для получения электричества используют теплоту органических топлив, относящихся к числу невозобновляемых энергоресурсов. Запасы органических топлив значительны, но не беспредельны, кроме древесины и торфа. Но древесина нужна как сырье для бумажной промышленности и малотеплотворна, а на торфяном топливе требуемые большие мощности котлов не реализуемы, так как можно расходовать только годовой прирост торфа. Известно, что фауна и флора воспроизводимы, хотя и требуют для этого определенных, охранительных мер, а топливо и другие полезные ископаемые вообще не возобновляемы.

Альтернативные энергетические источники (приливные, солнечные, геотермальные и ветровые) играют определенную роль в энергообеспечении и заслуживают продолжающейся поддержки и усовершенствования. Однако даже самые оптимистичные их защитники не предполагают превращения этих источников в основной инструмент удовлетворения энергетических по-

требностей. Сбережение энергии также жизненно важно, этому вопросу следует уделять максимальное внимание. Однако ни альтернативные источники, ни энергосбережение не в состоянии закрыть брешь между потребностями и возможностями в течение следующего века. Ядерная энергетика является важным развивающимся источником энергии для будущего. Она представляет собой чистый и эффективный энергоресурс, экономичный и компактный, с минимальным экологическим воздействием. Аварии, аналогичные происшедшим на АЭС Three Mile Island (США) и на Чернобыльской АЭС, должны быть рассмотрены в контексте с другими авариями в промышленности, и особенно в энергетической. Однако, как и при развитии любой технологии, к развитию ядерной энергетике следует относиться ответственно, и факты о ее состоянии не должны быть засекречены, а доступны для широкой общественности.

После разделения СССР промышленность Украины, как и многих стран СНГ переживает спад (иначе потребление электроэнергии было бы гораздо большим). Три последние зимы были, на наше счастье, очень теплыми. Если бы не эти обстоятельства, последствия оказались бы катастрофическими.

Установленная мощность электрических станций стран бывшего СССР сегодня – 350 ГВт (350 миллионов киловатт). Практически за последнее десятилетие изменений нет. Из них полностью выработало ресурс оборудование мощностью свыше 40 ГВт, или более 10 процентов. Оно должно быть демонтировано, однако работает, поскольку мощностей не хватает. Особенно сложная ситуация как у нас в Украине, так и в Армении, Прибалтике, на Северном Кавказе, на Урале. В часы пик вообще отключают потребителей.

Заделы, которые есть в сооружении электростанций недостаточны, но даже это количество не обеспечено финансированием. В доперестроечный период в общем по СССР в действие вводили десять-одиннадцать ГВт ежегодно. Сейчас ввод новых мощностей составляет лишь два-три ГВт в год. Общественность и местные власти требуют прекратить строительство примерно, шестидесяти электростанций суммарной мощностью около 150 ГВт – это около половины ныне действующей мощности. Это значит, что в следующие годы не будет вводиться ничего.

Кроме того, надо учитывать, что энергетика – очень инерционная отрасль: решение о строительстве станции принимается сейчас, а входит в строй она через десять-двенадцать лет. И даже в настоящее время электроэнергия используется нерационально. Электроемкость национального дохода чрезвычайно велика. Электроэнергия была дешева, ее тратили, не очень думая над тем, как уменьшить потребность.

Уровень технических решений во многих случаях невысок. Недостаточна степень безопасности атомных электростанций, низок уровень экологической чистоты ТЭС, сжигающих органическое топливо, пагубны последствия из-за сооружения ГЭС на равнинных реках.

В свое время человечество недостаточно разумно относилось к использованию природных ресурсов. Естественно, что после стольких лет пренебрежения экологией у людей выработалась своего рода аллергия на любое энергетическое строительство.

Мы обязаны разумнее относиться к использованию природных ресурсов. Необходимо серьезно, количественно анализировать как глобальные, так и региональные последствия работы энергетических объектов. Парниковый эффект, трансграничный перенос выбросов, кислотные дожди, радиационные и углеводородные загрязнения стали реалиями нашего времени. Необходимо повысить эффективность использования электроэнергии. Переориентировать нашу экономику на производство более наукоемкой и соответственно менее энергоемкой продукции, совершенствовать технологии, улучшать электропотребляющее оборудование. Все это объединяется понятием «электроэкономия». Его потенциал в Украине достаточно большой. Если бы мы изменили структуру экономики, перешли на энергосберегающие технологии, то сэкономили бы около трети потребляемой сейчас электроэнергии.

Можно перейти на условия рынка: если выгодно покупать электроэнергию, то ее покупают, а если выгодно экономить ее – экономят. Но этого мало. Даже если увеличить стоимость энергоресурсов (и электроэнергии в том числе), все равно в бюджете предприятий, даже весьма энергоемких, это не слишком большая доля. Поэтому одними экономическими рычагами действовать трудно. Есть еще нормативные, законодательные акты. Например, американцы после энергетического кризиса 1973 года законодательно запретили выпускать автомобили, не соответствующие требованиям энергосбережения. Законодательство заставляет искать наиболее эффективное оборудование. Вообще влияние должно быть смешанным – и экономическим, и законодательным. Электрические компании США ведут сейчас агитацию за использование наименее электропотребляющих бытовых приборов. Казалось бы, парадокс! Ведь компании выгодно как можно больше продать энергии. Зачем же им за свои деньги агитировать покупать лампочку, которая потребляет всего четвертую часть электроэнергии при той же освещенности? Механизм достаточно простой. Есть согласительная комиссия штата, где принимают решение о стоимости отпускаемой электроэнергии. Сегодня она стоит, допустим, пять центов за киловатт-час. Специальные разработки показывают: если будут использоваться новые, менее энергопотребляющие приборы, то нужда в электроэнергии у группы потребителей снизится в несколько раз. В этом случае комиссия позволяет той компании, которая сберегает энергию, увеличить ее стоимость, допустим, до 8 центов за киловатт-час. В итоге компании выгодно агитировать за более экономичные приборы, она компенсирует свои затраты прибылью. И не станет строить новые энергоблоки.

Как ни абсурдно, но у нас электроэнергия стоит одинаково и в семь вечера в декабре, и в час ночи в июле. в первом случае – дефицит, во втором – избыток. Во многих странах мира применяются плавающие тарифы.

Действительно, электроэнергию нужно расходовать эффективно. Но нельзя путать электросбережение и энергосбережение. Электрификация в конечном счете экономит топливно-энергетические ресурсы. Увеличение **электропотребления снижает энергопотребление**. Например, если использовать ТЭЦ вместо котельных, то расход электричества возрастет, но использование энергии уменьшается.

В среднем по странам бывшего СССР потребление – 5500 – 5600 киловатт-часов в год на человека, в США – 12500 – 13000, то есть в два раза боль-

ше. Если посмотреть, какая часть электроэнергии уходит в промышленность, транспорт, строительство, сферу обслуживания, быт, то увидим, что доля, идущая на нужды промышленности, в два раза выше у нас, чем в США. То есть надо увеличивать расходование электроэнергии в сфере обслуживания, быта, транспорта, в агропромышленном комплексе, а в промышленности – уменьшать. И тогда – по совокупности – расход электроэнергии на душу населения несколько увеличится. Сегодня в среднем по странам бывшего СССР потребление составляет около 1900 – 2100 миллиардов киловатт-часов, к 2010 году эта потребность составит – 2200 – 2700 миллиардов. Дальше, по видимому, темпы замедлятся и потребление будет расти только с увеличением населения.

Электроснабжение – одна из наиболее важных составляющих в снижении дефицита, но нельзя говорить: не надо строить станции, давайте лучше экономить электроэнергию. Нет сомнения, экономить надо. Но если мы сегодня активно займемся сбережением, эффект начнет проявляться только через пять – семь, а то и десять лет. Итак, хоть и не хочется многим, чтобы возводились электростанции, но это необходимо.

До сих пор продолжают споры какие станции строить. Общественность против атомных, не без основания опасаясь нового Чернобыля. «Зеленые» дружно выступают как и против атомных, так и против тепловых станций.

Перспективы развития ядерно-энергетической отрасли, проблемы безаварийного функционирования АЭС и других предприятий ЯТЦ, экологически безопасное состояние прилегающих к АЭС регионов имеют исключительное значение для жизни людей. Поэтому улучшение дел в ядерной энергетике, от которой зависит будущее страны, напрямую зависит от общественного мнения, поддержки общества. В связи с этим, особое значение для отрасли приобретает работа с общественностью (Public Relations). Без налаживания этой работы невозможно достичь положительных изменений в общественном мнении, как основы принимаемых в отношении ядерной энергетики решений.

На основе анализа состояния дел в области работы с общественностью на предприятиях ядерно-энергетического комплекса Украины, данных социологических опросов общественного мнения по поводу отношения к ядерной энергетике и опыта работы Украинского ядерного общества здесь излагаются принципы, которые, по мнению авторов, должны быть положены в основу Public Relations для ядерной отрасли Украины.

На зарубежных АЭС и в энергокомпаниях работе с общественностью руководство ядерно-энергетических предприятий и организаций уделяет огромное внимание. На каждом предприятии созданы подразделения по работе с общественностью, подчиненные непосредственно первому руководителю, которые обладают необходимыми человеческими и материальными ресурсами. Широко распространена практика, когда информационные центры (ИЦ) создаются как непосредственно на предприятии, так и в административных центрах регионов и зон наблюдения вокруг АЭС (рис. 29.1). Действуют передвижные выставки, на которых представлена информация о ядерной энергетике. АЭС принимают активное участие в общественной жизни близлежащих

территорий, реставрации памятников истории и культуры, выступают в роли спонсоров культурных, спортивных мероприятий, фондов, социальных программ, учебных программ и т.д. Зарубежная практика показывает, что для обеспечения успешной работы ядерной отрасли необходимо тратить до 1,0 % ее прибыли на работу с общественностью.

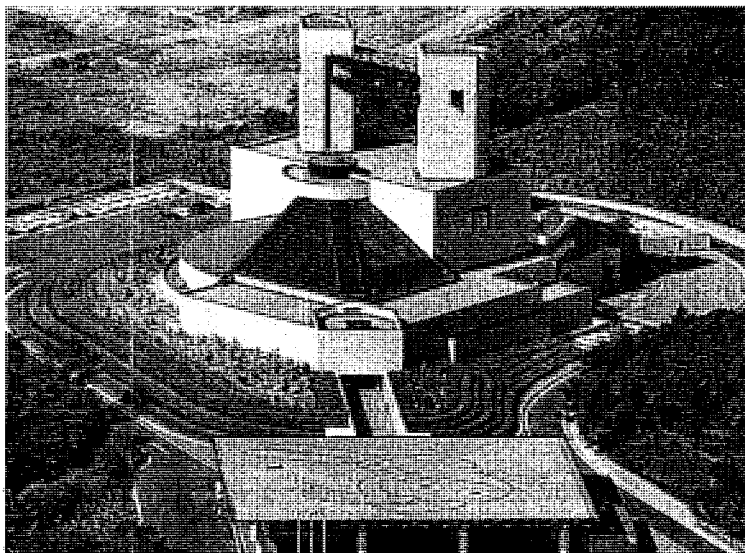


Рис. 29.1. Павильон атомной энергии на АЭС Хамаока.

К сожалению, авторы должны констатировать, что у нас не проводилось и в настоящее время отсутствует фундаментальное исследование опыта PR- работы за рубежом, в котором была бы собрана, обобщена и проанализирована информация о работе с общественностью и СМИ в ядерной энергетике различных стран мира. А такое исследование помогло бы отечественным отраслевым PR- структурам организовать свою деятельность с учетом мирового опыта.

В Украине каждая АЭС имеет свой информационный центр, который по своей собственной программе и планам проводит работу с общественностью и СМИ, в основном, своего региона. В НАЭК «Энергоатом» существует Департамент связей с общественностью, который работает преимущественно с центральными СМИ, и практически не влияет на деятельность станционных ИЦ. И на местах, и в Киеве PR- структуры ведут, в основном, информационную деятельность. Причем эта деятельность, как правило, направлена на защиту интересов своей АЭС или собственно НАЭК «Энергоатом».

Информационные центры АЭС имеют небольшой штат, слабое материальное оснащение, малое финансирование и сложную систему подчиненности. Тем не менее, соответствующими структурами АЭС, центральным отраслевым подразделением в направлении информирования широких слоев общественности делается немало. Например, в течение 1999 года информацион-

ными службами отрасли было подготовлено и направлено в СМИ 719 информационных сообщений, 72 пресс-релиза, проведено 727 экскурсий на АЭС. Атомные станции Украины и информационные центры АЭС посетили 13200 человек.

Службами информации АЭС, Департаментом связей с общественностью НАЭК «Энергоатом», проведено более 40 пресс-конференций, 15 круглых столов, 35 встреч с представителями госадминистраций. На каждой АЭС издаются станционные газеты, действуют редакции радио и телевидения. В 1999 году на АЭС было издано 337 номеров газет, 4 номера журнала «РАЭС-панорама», подготовлено 761 выпуск информационных радиопрограмм, 872 телепрограммы. УкрЯО также выпускает свой журнал «Вестник УкрЯО», в котором наряду с информацией о деятельности Общества публикуются материалы о работе украинских и зарубежных предприятий ядерного топливного цикла, печатаются научные статьи, аналитические обзоры и др.

Однако общеотраслевой газеты или журнала у нас нет до сих пор. Газета «Атомник України», которая выходит с конца 2000 года, является профсоюзной газетой, и поэтому имеет соответствующую направленность.

Журнал «Атомна енергетика та промисловість України» выходит крайне редко (2 – 4 номера в год) и не регулярно и имеет чисто техническую и научную направленность.

Несмотря на большой объем информационной работы в интересах ядерно-энергетической отрасли Украины деятельность в PR-области в отрасли, на наш взгляд, не заслуживает высоких оценок. Главный недостаток в информационной работе с населением заключается в несистематичности такой работы и неэффективность информационных источников [103]. Такой вывод был сделан в результате опроса 750 жителей районов, прилегающих к АЭС, который провел в августе 2000 года Международный благотворительный фонд «Дзвони миру» [104]. Существующие информационные комплексы, структуры и отдельные лица, работающие во благо отрасли в сфере PR, пока не играют решающей роли в деле создания стойкого положительного мнения о ядерной энергетике. Ситуация усугубляется еще и тем, что в Украине:

- отсутствует отраслевая программа ведения и развития работ по PR;
- нет четкой отраслевой структуры для работы с общественностью;
- нет четкой координации работы служб предприятий отрасли по работе с общественностью;
- не создана система подготовки и переподготовки специалистов по PR;
- отсутствует финансовая и материальная база для ведения и развития работ по PR.

Как следствие, у населения и даже у некоторых государственных лиц не преодолено предубедительное отношение к ядерной энергетике, перспективам и целесообразности ее развития.

Сегодня работа в области PR требует не только информирования, а и других, действенных подходов, кардинального улучшения, как в материальном, так и в идеологическом плане. На необходимость таких изменений указывают данные всеукраинского представительного опроса, проведенного в марте 2000 года Киевским международным институтом социологии совмест-

но с кафедрой социологии Национального университета Киево-Могилянской Академии [105]. На вопрос о том, насколько Вы уверены, что АЭС Украины работают безопасно, ответили 1985 респондентов в возрасте от 18 лет и старше. Были получены следующие результаты (таблица 29.1):

Таблица 29.1. Данные всеукраинского представительного опроса

полностью уверены	3%
скорее уверены	7%
скорее не уверены	35%
совсем не уверены	49%
трудно сказать	5%
не ответили	1%

В январе-марте 2001 года по заказу НАЭК «Энергоатом» Центром социальных экспертиз было проведено изучение отношения населения к развитию ядерной энергетики в Украине [106]. В нем приняли участие жители Львова, Киева, Мелитополя, Полтавы и Донецка. Всего было опрошено 1023 человека.

Среди опрошенных респондентов преобладает мнение (41%) о том, что производство электроэнергии на атомных станциях страны нужно оставить на существующем уровне. По мнению 32% опрошиваемых это производство следует сократить и лишь 17% считают, что его следует увеличить.

подавляющее большинство респондентов (70%) признает атомные электростанции экологически опасными объектами, что в какой-то мере определяет и отношение к производству электроэнергии на них. 44% респондентов высказывались против дальнейшего развития атомной энергетики в Украине, тогда как 34% на сегодня поддерживают это развитие.

Желательным путем развития атомной энергетики в Украине для 37% респондентов есть постепенное ее уменьшение с переходом на использование других альтернативных источников энергии. 26% считают, что следует сохранить нынешний уровень мощностей атомной энергетики, постепенно заменяя старые блоки новыми. За интенсивное развитие атомной энергетики при усилении внимания на вопросах ее безопасности высказались 23% опрошенных. Лишь 12% поддерживают требование немедленного объявления полного моратория на строительство новых АЭС.

Довольно сильно отличаются региональные настроения населения относительно путей развития атомной энергетики в стране. Если среди респондентов Львова, Киева и Полтавы преобладает мысль о необходимости постепенного сокращения развития атомной энергетики, то респонденты Мелитополя преимущественно выступают за сохранение нынешнего уровня мощностей атомной энергетики, а респонденты Донецка - за интенсивное развитие атомной энергетики при усилении внимания вопросам безопасности.

Оценки населением социальных последствий работы атомных электростанций являются очень неоднозначными. Большинство считает, что работа АЭС – это гарантия света и тепла (55%) и создание новых рабочих мест (40%). Почти каждый третий респондент считает, что работа АЭС не имеет никакого влияния на развитие социальной инфраструктуры.

Для сравнения приведем данные социологического опроса жителей Киева, Харькова, Львова и Донецка, проведенного в 1993 году специалистами ХФТИ [107]. На вопросы о перспективах ядерной энергетики ответили 1092 человека, т.е. почти столько же респондентов, как и в 2000 году. Лишь 13% опрошенных настаивают на прекращении работы всех АЭС Украины, даже если это приведет к существенному росту цен на электроэнергию и к перебоям в энергоснабжении. Вместе с тем, только 25% респондентов высказались за дальнейшее развитие ядерной энергетики. Подавляющее большинство - 61% населения – ориентированы на то, чтобы обеспечить надежную и бесперебойную работу действующих АЭС. Результаты сравнения сведены в таблице 29.2.

Таблица 29.2. Данные социологического опроса 1993 г. и 2001г.

Мнение опрошенных	1993 г.	2001 г.
За прекращение работы всех АЭС и мораторий на строительство новых АЭС	13 %	12 %
За постепенное уменьшение доли АЭС с переходом на использование альтернативных источников энергии	-	37 %
За дальнейшее развитие ядерной энергетики	25 %	23 %
Обеспечить надежную работу АЭС с сохранением нынешнего уровня мощностей	61 %	26 %
Определили свое отношение	99 %	98 %

Таким образом, результаты опросов общественного мнения, проведенных в 1993, 2000 и 2001 году, события вокруг достройки блоков на Ровенской и Хмельницкой АЭС, а также по поводу ввода в эксплуатацию СХОЯТ на Запорожской АЭС свидетельствуют о том, что отношение к ядерной энергетике со стороны жителей Украины не является однозначно положительным и характеризуется уменьшением поддержки ее развития. Для изменения положения необходимо создавать новые стереотипы в общественном сознании применительно к ядерной энергетике.

По существующему стереотипу, который закрепился в результате аварий, получивших наибольший резонанс, на АЭС Three Mile Island в США (1979г.), на Чернобыльской АЭС (1986г.) в Украине и на заводе Токаимура в Японии (2000г.), а сейчас еще и в результате решения Германии о закрытии АЭС, атомные электростанции и другие ядерные объекты являются источником опасности для людей. Опровергнуть этот стереотип практически невозможно, что подтвердили социологические опросы. Поэтому новый стереотип (или стереотипы) необходимо строить только рядом со старым, но никак не вместо него.

Новыми стереотипами, на которых в настоящее время следует строить работу с общественностью, могли бы быть:

- высокий уровень профессионального мастерства персонала, профессиональное доверие к людям, причастным к ядерным технологиям, их высокий образовательный и интеллектуальный уровень, что позволяет работать с любым опасным объектом, в т.ч. АЭС;

- приверженность принципам культуры безопасности, как это принято на западных АЭС;

- АЭС - как эффективный элемент экономики;
- возможность скорого экологически безопасного решения международным сообществом проблемы ядерных отходов и снятия с эксплуатации объектов ядерной энергетики.

Однако работа с новыми стереотипами – это временный выход из положения. В итоге же необходимо иметь стойкое и осознанное положительное восприятие ядерной энергетики. В настоящее же время, время нестабильной экономики, кризисных ситуаций в стране, в обществе усиливается озабоченность качеством жизни, проблемами выживания. Такое состояние приводит к тому, что все большее число людей начинает поддерживать призывы, направленные на осуществление более «земных» целей, чем развитие ядерных технологий. В частности, это является основой, на которой возникают и живут различные экологические движения, в т.ч. и антиядерные (рис.29,2).



Рис. 29. 2. Демонстрация противников ядерной энергетики.

Поэтому на быстрые перемены в общественном сознании, направленном на поддержку и развитие ядерной энергетики в ближайшем будущем рассчитывать не следует. Это процесс долговременный, связанный с изменением экономического и финансового благосостояния страны и каждого ее жителя в отдельности. Эту жизненную реалию следует иметь в виду при формировании отраслевой программы работы с общественностью.

Процесс осознания преимуществ ядерной энергетики и закрепление его в сознании людей может идти по многим каналам, но только через приобретение знаний. По мере того, как знания о радиации, ядерных технологиях будут увеличиваться и постепенно проникать в общественное сознание, будет создаваться позитивная основа для принятия общественностью ядерной энергетики. В свою очередь, это откроет новые перспективы для ее развития. В этом длительном процессе приобретения знаний ведущую роль должны сыграть школа, вуз или другие учебные заведения, что потребует вмешательства государства для внесения соответствующих изменений в программы обучения.

Таким образом, качественно и полно решить задачу PR для ядерной энергетики, которая заключается во внесении конкретных изменений в процессы коммуникации с целью изменения общественного мнения и поведения людей в поддержку ядерной энергетики, можно только при условии формирования у населения некоторого базового уровня «ядерных» знаний.

Средства массовой информации, как основной инструмент связи с общественностью, должны стать главными помощниками в этом деле.

Формировать программу PR- работы для ядерной отрасли необходимо с учетом общекорпоративных интересов, принципов открытости информации, с учетом мирового опыта, на профессиональной основе.

Методологической основой программы должны стать принципы наук коммуникативного цикла, значимые для PR (теория коммуникации, семиотика, психоанализ, психология, риторика, конфликтология и др.).

Главными частями PR-программы должны быть стандартные шесть составляющих модели PR [108]:

- оценка ситуации;
- определение целей;
- определение аудитории;
- выбор каналов коммуникации и техники воздействия;
- планирование бюджета;
- оценка результатов.

PR является одновременно и наукой, и искусством. Она требует нового поколения профессионалов и нового мышления [109].

Разрабатываемая в настоящее время стратегия развития энергетики Украины до 2030 года должна инициировать интенсивное применение PR в отрасли. Без понимания этой необходимости, существование и развитие ядерной энергетики в Украине является проблематичным.

Электроэнергия нам нужна, как хлеб, вода, транспорт. Мы просто перестанем существовать без света и тепла. Спрашивается, к чему тогда наше стремление к цивилизованной жизни?

Поэтому, понимая причины, которые заставляют людей протестовать против строительства, недопустимо отвергать саму возможность сооружения любых электростанций.

Конечно, атомные станции вызывают наибольшие споры, и проблем с ними больше всего. Собственно, основных проблем три – это проблема безопасности атомного реактора, контролируемое хранение радиоактивных отходов и проблема плутония.

За последние десятилетия значительно усовершенствованы конструкции действующих реакторов, проектируются и создаются новые. Принципы их те же самые, но изменений в конструкции очень много – в десять, сто раз повышающие безопасность. И, наконец, ведутся работы по созданию самозащищаемого реактора, который, если какие-то неприятности происходят, гасится сам. Его считают практически безопасным. Как видим, работа ведется по всем направлениям. Но чернобыльский шок силен, и в ближайшее время увеличение мощностей станций не может быть значительным. К 2010 году, по-видимому, мощность АЭС в общем по странам бывшего СССР увеличится всего лишь на 45 – 50 ГВт.

В то же время этого еще недостаточно, чтобы восстановить доверие общественности к ядерной энергетике, особенно в условиях, когда многие средства массовой информации даже отклонения от номинального режима работы теплотехнического оборудования станций преподносят как крупные аварии с непредсказуемыми последствиями. В этих условиях специалистам по атомной энергетике необходимо содействовать более глубокому пониманию среди широких кругов общественности сущности процессов, свойственных ядерной технологии получения энергии, и принципов обеспечения безопасности АЭС.

Таблица 29.3. Запасы и роль различных источников энергии

Источник энергии	Мировые запасы топлива (оценка)	Потребление различных источников энергии в 1990 г. %	Выработка электроэнергии из различных источников в 1990 г. %
Уголь	723 ГТОЭ	28	39,5
Нефть	141 ГТОЭ	38	10,6
Природный газ	106 ГТОЭ	21	13,6
Атомная энергетика	1,6 млн. тонн	6	16,5
Гидроэнергетика	16000 ТВт.ч	7	19,5
Другие возобновляемые источники энергии			0,3
ВСЕГО		8,013 ГТОЭ	21700 ТВт.ч

На протяжении десятилетий в мире происходило непрерывное увеличение потребления энергии. Количество сжигаемого органического топлива возросло от 2,9 ГТОЭ в 1960г. до 8 ГТОЭ в 1989г. (1 ТОЭ – энергия, соответствующая сжиганию 1 тонны нефти).

Данные о мировых запасах и роли различных источников энергии в общем топливном цикле приведены в табл. 29.3.

Из нее следует, что основную роль в выработке электроэнергии играет уголь, запасов которого по имеющимся оценкам (исходя из его потребления за год) должно хватить примерно на 200 лет. Нефть (запасы на 40 – 50 лет) используется главным образом в теплоэнергетике и ее вклад в производство электроэнергии сравнительно невелик. Природный газ с оцененными запасами на 50 – 60 лет также применяется в основном для выработки тепла.

Уже в 1930г. электростанции мира сжигали до 1% от всех разведанных топливных ресурсов, т. е. их хватило бы лишь на 100 лет. Так как наряду со все возрастающим расходом органических топлив более интенсивно велась разведка их запасов, то в настоящее время считают, что нефти хватит еще на 80 – 120, угля – на 150 – 250 лет. Однако и эти сроки обозримы. И если ориентироваться в выработке электроэнергии только на органические топлива, то в следующем столетии в ряде стран будет остро ощущаться их нехватка.

Но, главное, нельзя сжигать такие топлива, как нефть и ее производные, а также коксующиеся угли. Еще Д. И. Менделеев говорил, что использовать

нефть для сжигания под котлами – это все равно, что «топить их ассигнациями». В настоящее время еще более обоснован отказ от нефтяного отопления котлов электростанций. И прежде всего потому, что нефть стала важным сырьем для химической промышленности. Кроме того, нефть – источник жидких топлив для таких отраслей народного хозяйства, как транспорт (автомобильный, железнодорожный, авиация) и сельское хозяйство.

Таблица 29. 4. Мировые запасы, добыча и потребление каменного угля

Регион	Запасы, млн. т	Добыча (в год), млн. т	Потребл. (в год), млн. т	Страна	Запасы, млн. т	Добыча (в год), млн. т	Потребл. (в год), млн. т
Европа (без СССР)	60414	451	553	Быв СССР	141000	645	625
Азия (без СССР)	675175	1256	1295	Китай	610700	985	887
				Индия	60648	180	178
С. Америка	199896	813	731	США	194730	763	691
Ю. Америка	15485	35	36				
Африка	62895	222	140	ЮАР	55333	214	130
Австралия	49150	182	47				
Всего в мире	1203745	3604	3427				

Коксующиеся угли важны для металлургии, между тем их запасы в значительной степени уже исчерпаны, причем в большой мере из-за сжигания их под котлами. В этом – первая причина на преимущественное развитие атомной энергетики. Она призвана обеспечить экономию органических топлив и прежде всего наиболее ценных.

Более полное представление о мировых запасах, добыче и потреблению основных органических источников энергии по различным регионам и странам дают таблицы 29.4 – 29.6.

Каменный уголь. Мировые запасы каменного угля составляют 1204 триллиона тонн, а его ежегодные добыча и потребление достигли соответственно 3,6 и 3,4 триллионов тонн.

Из таблицы 29.4 видно, как эти показатели распределяются по различным регионам и странам мира. Более 75% мировых запасов каменного угля сосредоточены в трех странах – Китае, США и бывшем СССР. На их долю приходится приблизительно две трети его мировой добычи.

Нефть. Мировые запасы сырой нефти (с учетом газового конденсата) оцениваются в 124 триллиона тонн, в то время как ее добыча и потребление достигли соответственно 2,95 и 3,08 триллиона тонн. Распределение этих показателей по регионам и странам мира а также регионы и страны – лидеры по запасам и добыче нефти показаны таблице 29.5.

Анализ представленных данных показывает, насколько сложная обстановка складывается на мировом рынке нефти. Более 60% ее запасов сосредоточено на Ближнем Востоке. Именно поэтому этот регион является наиболее напряженной точкой на военно-политической карте мира. Большинство экономически развитых стран, не обладая достаточными запасами нефти, явля-

ются ее интенсивными потребителями, что делает их экономику уязвимой к любым нестабильностям на нефтяном рынке. Обращает на себя внимание тот факт, что США обеспечивают более трети своих потребностей за счет импорта. В противном случае их внутренние ресурсы были бы израсходованы до конца текущего века.

Таблица 29. 5. Мировые запасы, добыча и потребление сырой нефти

Регион	Запасы, млн. т	Добыча (в год), млн. т	Потребл. (в год), млн. т	Страна	Запасы, млн. т	Добыча (в год), млн. т	Потребл. (в год), млн. т
Европа без СССР	2833	218	682	Англия	710	122	
				Германия.			136
Азия без СССР и стр.Блжн.. Востока.	4946	347	516	Быв СССР	8000	624	504
				Япония			145
				Китай	2450	210	164
Бл. Восток	77340	628	198	Сауд.Арав	22712	198	
				Ирак	13600	102	
				ОАЭ	13340	72	
				Иран	13048	122	
				Кувейт	12700	54	
С. Америка	5345	538	791	США	4385	462	716
Ю. Америка	16760	336	266	Мексика	7703	149	
				Венесуэла	7794	56	
Африка	8033	235	95				
Австралия	301	28	28				
Всего в мире	123558	2954	3080				

В целом, достоверно определяемых мировых запасов нефти может хватить примерно на 40 лет, если не будут приняты энергичные меры по сокращению объемов ее потребления. Среди них наиболее эффективным является максимально возможное вытеснение нефтепродуктов углем и ядерным топливом.

Острота нефтяной проблемы может быть несколько снижена за счет получения синтетической нефти из сланцев и природного битума. Их запасы обширны, особенно в США, бывшем СССР, Канаде. Наибольшее развитие указанная технология получила в Канаде, где в 1987г. из природного битума было произведено 8,6 миллионов тонн синтетических нефтепродуктов.

Газ. В последние годы достоверно определяемые запасы газа постоянно растут и достигли 109 триллионов кубических метров. Но быстрыми темпами растет его добыча и потребление, которые выросли соответственно до 1,9 и 1,8 триллиона кубических метров. Если заморозить потребление газа на современном уровне, достоверно определяемые его запасы будут израсходованы примерно за 60 лет. Безусловными лидерами по запасам природного газа являются бывший СССР и страны Ближнего Востока. В таблице 29.6 приведены данные по годовому потреблению газа в ряде стран мира.

Необходимо отметить, что основная доля потребляемого газа приходится на развитие в экономическом отношении страны. Большинство из них (Западная Европа, Япония) не обладают достаточными собственными ресурсами и зависят от импорта из других регионов.

Таблица 29. 6. Мировые запасы, добыча и потребление газа

Регион	Запасы, млн. т	Добыча (в год), млн. т	Потребл. (в год), млн. т	Страна	Запасы, млн. т	Добыча (в год), млн. т	Потребл. (в год), млн. т
Европа	6681	269	356	Англия			59
				Германия			70
				Быв. СССР	41080	727	577
Азия (без СССР и Бл. Востока)	6754	98	95	Япония			44
Ближний Восток	30785	75	69	Катар	4440	5	
				ОАЭ	5765	16	
				Иран	13864	15	
С. Америка	8295	612	538	США	5565	50	485
Ю. Америка	7072	88	88				
Африка	7248	47	30				
Австралия	1411	21	21				
Всего в мире	109326	1937	1774				

Представляет интерес проведение анализа имеющихся данных о текущих и ожидаемых до 2020г. экономических характеристиках различных источников энергии.

Наиболее низкая стоимость выработки электроэнергии на ГЭС, но их строительство связано со значительными трудностями и неблагоприятным экологическим воздействием на ближайшие регионы. Гидротехника хороша тем, что чиста.

Однако из-за сложных экологических проблем возводить крупные плотины на равнинных реках нецелесообразно, поэтому в дальнейшем ориентирование будет на сооружение средних и малых ГЭС. В условиях Украины ГЭС малой мощности могут найти применение.

В табл. 29.7 приведены данные по запасам и использованию потенциала гидроэнергетики. Из таблицы видно, что многие страны используют гидроэнергетику весьма интенсивно и до исчерпания ее предела осталось совсем немного. И в то же время электроэнергия, вырабатываемая на ГЭС, обеспечивает менее 10% потребителей.

Сейчас мы видим, что некогда красивые, изобилующими рыбой реки стали целью болот, где почти нет ничего живого. Для примера можно взять такие равнинные реки как Волга и Днепр. Каскады ГЭС никогда не задумывался лишь для производства электроэнергии. Они строились как комплексные сооружения для решения многих проблем.

Надо было обеспечить судоходство. Нужна была вода городам Поволжья и югу Украины. Промышленность в регионах в бассейнах рек стреми-

тельно развивалась. Хотели решить проблемы рыборазведения (хотя сейчас очевиден ущерб, на порядок больший, чем полученный эффект).

Когда собирались строить гидрокаскады, было подсчитано, сколько энергии и какой ценой можно получить на этих станциях.

Таблица 29. 7. Гидроэнергетический потенциал основных стран мира

Страна	Экономический эффективный гидроэнергетический потенциал, млрд.кВт.ч	Выработка электроэнергии на ГЭС, млрд.кВт.ч в год	Доля использованного экономически эффективного потенциала в %
КНР	1320	92,0	7,0
Бывший СССР	1095	223,5	20,4
США	705	330,	46,8
Бразилия	657	165,4	25,2
Канада	535	304,9	56,3
Индия	216	51,0	27,6
Япония	132	91,5	69,3
Норвегия	130	106,5	81,9
Швеция	85	64,9	76,4
Франция	80	71,6	89,5
Италия	63	44,5	70,6

В то время работали только тепловые станции и лишь на донецком или кузнецком угле. Но донецкого угля не так много, и это «грязный» уголь. Причем технические решения очистки, которые мы и сегодня считаем неудовлетворительными, были в то время еще хуже. Ученые и хозяйственные руководители не сумели за сиюминутной выгодой разглядеть последствия, которые проявились позже.

Альтернативная энергетика – солнечные, приливные, ветровые, геотермальные и тому подобные станции на сегодняшний день практически не вносят вклада в генерацию электроэнергии.

Исследования в нетрадиционной энергетике ведутся достаточно активно. Имеется без малого два десятка научно-технических программ. Одна из этих программ – экологически чистая энергетика. А одно из направлений в ней – возобновляемые источники электроэнергии. Были объявлены конкурсы по направлениям: геотермальная энергетика, солнечная энергетика, ветроэнергетика, биогаз. Победители конкурсов представили проекты со сдачей объектов под ключ. В рамках направления координируется работа очень многих научных и производственных организаций страны.

До сих пор мы рассматривали энергоносители, которые природа создавала в течении миллионов лет и которые рано или поздно иссякнут. Их потребление идет существенно более быстрыми темпами, чем естественный процесс их образования.

Но существует большой класс энергоносителей, которые принято называть возобновляемыми источниками энергии.

Здесь мы попытаемся оценить вклад в энергообеспечение человечества еще таких возобновляемых источников энергии, как энергия солнца, ветра, глубинного тепла земли и морских волн.

Солнечная энергия. Самое эффективное направление, конечно, солнечная энергетика, но в настоящее время она практически вряд ли окажет влияние на генерацию электроэнергии из-за большой стоимости. От Солнца на Землю поступает колоссальное количество энергии – примерно $1,5 \cdot 10^{18}$ кВт.ч в год. А это в 15000 раз больше, чем сегодня расходует человечество на свои нужды в виде электричества, тепла и т.д.

Таблица 29.8. Доля энергогенерации солнечными установками в странах мира

Страна	Установленная мощность, МВт	Годовое производство, МВт. ч	Доля установленных мощностей, %	Доля годового производства, %
США	150	419000	0,02	0,016
Гана	6	39	0,5	0,001
Бывший СССР	5,1	35	0,002	0,001
Австралия	2,03	–	0,006	–
Япония	1,6	–	0,001	–
Норвегия	1,6	1280	0,006	0,001
Испания	1,0	2000	0,003	0,002
Франция	1,0	1000	0,001	0,001
Мексика	0,42	710	0,001	0,001

Сегодня применяются два основных способа превращения солнечной энергии в тепловую и электрическую: концентрация энергии при помощи зеркал с дальнейшим нагревом какого-либо теплоносителя или использование фотоэлектрических преобразователей. Но оба способа требуют отчуждения больших площадей земли. Расчеты показывают, что для создания на широтах 45 – 50° солнечной станции зеркального типа мощностью 1000 МВт необходима площадь 60 – 80 км². При создании электростанции на фотоэлементах такой же мощности, с учетом максимального использования солнечной энергии потребуются огромное количество площадок с фотоэлементами, поворачиваемыми перпендикулярно солнцу. Общая площадь такой станции составит около 100 км². Риск в обслуживании системы таких площадок, по-видимому, будет весьма высок.

В таблице 29.8 приведены данные по солнечной энергетике стран, где эти работы ведутся наиболее активно. В Украине существует солнечная электростанция в Крыму. Это электростанция так называемого башенного типа: лучи от зеркал направляются в емкость с водой, вода испаряется, пар вращает турбину. По тем временам, когда она только строилась, стоимость установленного киловатта была пять тысяч рублей. Тогда же стоимость установленного киловатта на тепловой станции составляла 220 – 250 рублей, то есть в двадцать раз дешевле.

Негативное влияние солнечной энергетике выражается не только в необходимости покрывать по сути дела экранами большие площади земли, что скажется на ее тепловом балансе, но и в развитии широкомасштабного произ-

водства фотоэлементов; а эта технология тоже не является сегодня экологически чистой.

Геотермальная энергетика. С незапамятных времен человек использовал теплые воды, выходящие на поверхность для отопления, и только в последние десятилетия работы по использованию глубинного тепла Земли развернулись более широко.

Таблица 29.9. Наиболее крупные геотермальные электростанции мира

Страна	Число энергоблоков, шт.	Суммарная мощность, МВт (эл.)	Производство электроэнергии, в год, млрд. кВт. ч	Доля от общего производства электроэнергии, %
США	92	2212	13,5	0,5
Филиппины	23	894	5,5	19,0
Мексика	16	700	4,3	4,1
Италия	39	548	3,3	1,6
Япония	9	215	1,3	0,25
Новая Зеландия	10	167	1,1	4,1
Исландия	4	41	0,25	5,9
Бывший СССР	1	11	0,07	0,004

В табл. 29.9 приведены данные по наиболее крупным геотермальным электростанциям мира. Из этих данных видно, что доля выработки электроэнергии в наиболее развитых странах мира весьма невелика.

Для создания более или менее мощной геотермальной ТЭС необходимо пробурить на глубины до нескольких километров много скважин. А это – процесс достаточно дорогостоящий. К тому же обычно горячие источники сильно минерализованы и очень быстро оборудование ТЭС покрывается слоем минеральных солей, удаление которых очень трудоемко и тоже требует больших затрат. Данных о том, насколько этот вид энергии может оказаться перспективным для Украины пока нет.

Ветроэнергетика. Все мы слышали о ветряных мельницах, а может быть и видели. И это были первые механизмы наших предков, использующие энергию ветра. Но человечество о них не забыло и сегодня во многих странах ведутся работы по созданию современных ветроагрегатов.

В табл. 29.10 приведены данные по развитию ветроэнергетики некоторых стран. Но широкомасштабному развитию ветроэнергетики препятствуют несколько причин:

1. Ветер часто дует там, где нет потребностей в электроэнергии (а для работы ветроагрегата необходима сила ветра не менее 5 м/сек).

2. Достаточно низкая единичная мощность агрегатов. При больших же мощностях – это огромные сооружения. Так, для ветроагрегата мощностью 3 МВт диаметр рабочего колеса достигает 100 м.

3. Работа ветроагрегатов создаёт колебания воздуха в широком диапазоне частот в том числе ультразвуковых, что губительно воздействует на все живое.

4. Площадка, необходимая для сооружения ветровой установки мощностью 1000 МВт окажется еще больше, чем при использовании электростанции на солнечной энергии.

Таблица 29.10. Доля энергогенерации ветроэнергетическими установками в странах мира

Страна	Установленная мощность, МВт	Производство электроэнергии, ГВтч	Доля установленных мощностей страны, %
США	1300	1700	0,18
Мексика	265	–	1,0
Дания	140	–	1,7
ЮАР	50	–	0,2
Нидерланды	20	10	0,11
Бывший СССР	3	5	0,001

Приливная энергетика. В ряде стран ведутся работы по использованию энергии морских приливов. На Земле не так много мест, где высота прилива больше 5 м, что необходимо для работы мощной приливной электростанции. И все же это направление энергетики развивается в некоторых странах (см. табл. 29.11), но доля выработки электроэнергии на ПЭС весьма скромна.

Таблица 29.11. Доля энергогенерации приливными электростанциями в странах мира

Название станции, (страна)	Установленная мощность, МВт	Проектное производство электроэнергии, ГВт·ч в год	Доля установленных мощностей электроэнергетики, %	Доля от производства электроэнергии в стране, %
Ране (Франция)	240	540	0,25	0,15
Аннаполис (Канада)	17,8	50	0,02	0,01
Ян-Хуа (КНР)	3,2	11	0,003	0,002
Кислогубская (РФ)	0,4	–	0,0001	–

Во всяком случае в ближайшие десятилетия все остальные источники альтернативной энергетики масштабного эффекта для Украины не могут дать никогда.

Очевидно, что запасы ископаемого топлива рано или поздно иссякнут. Не спасут человечество от энергетического голода гидроэлектростанции и альтернативные источники, так как они могут обеспечить 5 – 10% (и это в лучшем случае) наших потребностей.

В 1993г. мощность всех энергогенерирующих установок в мире составила 2930 ГВт (эл), из которых на долю АЭС приходилось 338 ГВт (11,6%). Но на них было выработано 2093 ГВт·ч или 17,5% электроэнергии. Ожидается, что к 2010г. полная мощность всех энергоустановок составит 4080 – 4670 ГВт, а мощность АЭС – 390 – 470 ГВт.

Стоимость электроэнергии, получаемой на АЭС (по западным оценкам), на 20 – 25% ниже, чем на тепловых станциях. Причем ожидается, что

такая тенденция сохранится вплоть до 2020г. Стоимость электроэнергии, вырабатываемой нетрадиционными источниками, в 3 – 20 раз выше.

Величина капитальных вложений существенно не изменится за три десятилетия для традиционных источников энергии, но ожидается, что она значительно уменьшится для нетрадиционных источников. Капитальные вложения для обычных тепловых установок (исключая газовые турбины) на 30 – 70% ниже, чем для АЭС, на 60 – 90% ниже, чем для ГЭС, и многократно ниже, чем для возобновляемых источников энергии. Однако установка систем поглощения азота и серы на угольных электростанциях повышает стоимость капитальных вложений на 15 – 25%, но при этом не решается вопрос о сокращении выброса в атмосферу CO₂.

Таблица 29. 12. Сравнительная величина капитальных вложений и стоимость электроэнергии

Источник энергии	Стоимость капитальных вложений USA \$ / кВт (в ценах 1989 г.)			Стоимость электроэнергии USA цент / кВт.ч (в ценах 1989 г.)		
	1990 - 2000 гг.	2000 - 2010 гг.	2010 - 2020 гг.	1990 - 2000	2000 - 2010 гг.	2010 - 2020 гг.
Станции на органическом топливе	1150-1450	1150-1450	1150-1450	5,7	5,7	5,7
Усоверш. сист. сжигания орг. топлива	.	1350-1650	1350-1650	.	6,0	6,0
Уголь - газ (комбинированный цикл)	1450-1470	1435-1450	1420-1435	5,3	5,3	5,3
Газовые турбины	340	325	310	5,8	6,5	7,9
МГД установки	-	-	1450-	-	-	5,5
АЭС с легководными реакторами	1500-2500	1500-2500	1500-2500	4,7	4,5	4,3
АЭС с усовершенствованными легководными реакторами	-	1500-1800	1500-1800		4,3	4,1
АЭС с тяжеловодными реакторами	.	1500-1680	1500-1680		4,8	4,8
АЭС с усовершенствованными тяжеловодными реакторами		1700	1700		4,4	4,4
ГЭС (большой мощности)	1840-2760	1840-2760	1840-2760	2,8	2,7	2,7
ГЭС малой мощности	1150-3450	1150-3450	1150-3450	2,0	2,0	2,0
Солнечные (зеркальные) станции	2760	2530	2300	16,0	14,5	13,0
Солнечные (фотоэлемент.) станции		3450-5170	1720-3450	.	27,3	14,0
Ветер			3450-4600	-	-	14,0
Геотермальные станции	1150-1720	1150-1720	1150-1720	4,0	4,0	4,0
Приливные станции		1840-3680	1750-3500		11,0	11,0
Морские термальные станции			11500			18,0
Биомассы	1700-2760	1700-2760	1700-2760	11,6	11,6	11,6
Сжигание бытовых отходов	2280-3220	2280-3220	2280-3220	23,0	23,0	23,0

Следует отдельно остановиться на использовании газовых турбин. Для них величина капитальных вложений в 3 – 5 раз ниже, чем для других источников энергии. Однако стоимость топливной составляющей в 5 – 6 раз превышает величину капитальных вложений, что в конечном счете приводит к сравнительно высоким ценам на вырабатываемую на них электроэнергию. Стоимость топливной составляющей для других источников органического топлива сопоставима с капитальными вложениями, необходимыми для создания таких источников.

С другой стороны, расходы на топливо составляют 0,14 – 0,18 от величины капитальных вложений для легководных реакторов и 0,06 для тяжеловодных (поскольку отпадает необходимость обогащения урана) [1].

Согласно данным МАГАТЭ, стоимость сооружения АЭС колеблется в пределах 1000 – 3000 \$/кВт(эл) (в ценах 1993г.), стоимость ядерного топлива составляет 0,4 – 1,3 цента/кВт.ч, стоимость эксплуатации АЭС – 0,4 – 1,3 цента/кВт.ч, что в итоге приводит к средней стоимости вырабатываемой электроэнергии 2,5 – 6 центов/кВт.ч. Стоимость электроэнергии, получаемой при сжигании угля, выражается в сопоставимых цифрах.

Таким образом, исходя только из экономических соображений, ни один из традиционных источников энергии не имеет решающего преимущества перед остальными. Использование нетрадиционных источников остается проблематичным. Главное значение при выборе перспективного энергоисточника будут иметь его безопасность и экологические характеристики.

Если под нормальной работой АЭС понимать такой режим ее эксплуатации, при котором дополнительная доза облучения от станции не превышает величины флуктуации естественного фона, то, как правило, это условие соблюдается. Реальное радиационное воздействие АЭС на окружающую среду многократно (в 10 и более раз) меньше допустимого [72].

С другой стороны, трудно говорить о естественном фоне для химических веществ: в экологически чистой среде он должен равняться нулю. Тем не менее, растущее химическое загрязнение природной среды вынудило установить предельно допустимые нормы такого загрязнения.

Таблица 29.13 иллюстрирует воздействие радиации и различных химических соединений на человека и на деревья хвойных пород [73].

Существенно, что предельно допустимые дозы облучения деревьев в 1000 раз выше, чем для человека, т.е. говорить о каком-либо воздействии радиации от АЭС на деревья этого вида не имеет смысла. В то же время, предельно допустимые концентрации химических соединений примерно одинаковы в обоих случаях, а к некоторым из них хвойные деревья оказываются более чувствительными, чем человек ($D/C < 1$). Если эти данные применимы к флоре, то, учитывая реальные уровни радиации и концентрации химических веществ в атмосфере, можно сказать, что последние оказывают несравненно большее экологическое воздействие.

Из таблицы 29.13 видно, что окислы азота и серы играют весьма существенную роль. Но именно они, а также углекислый газ выделяются при работе тепловых установок и оказывают воздействие на природную среду.

Одна тепловая станция мощностью 1 ГВт потребляет в течение года 3 – 4 млн. тонн угля и выбрасывает в атмосферу 700 – 1500 тонн пепла, 40 – 120

тыс. тонн окислов серы, 20 тыс. тонн окислов азота и выделяет 7 млн. тонн углекислого газа. За прошедшие три десятилетия атомная энергетика сэкономила около 5 млрд. тонн угля и предотвратила дополнительное выделение 10 млрд. тонн углекислого газа, многих десятков миллионов тонн окислов серы и азота. Количество токсичных тяжелых металлов (мышьяк, кадмий, ртуть, свинец), выбрасываемых при сжигании угля, более чем в 10 раз превышает количество использованного ядерного топлива и в 30 раз количество высокоактивных отходов, возникающих на АЭС при выработке одинакового количества электроэнергии.

Таблица 29.13. Сравнительная таблица влияние химических соединений

Действующий фактор	Среднесуточная концентрация		Д/Ч
	для человека (Ч)	для хвойных пород (Д)	
Облучение	$5 \cdot 10^{-3}$ Зв/год	5 Зв/год	1000
Окислы азота	0,04 мг/м ³	0,02 мг/м ³	0,5
Сернистый ангидрид	0,05	0,015	0,33
Аммиак	0,04	0,04	1,0
Бензол	0,1	0,05	0,5
Оксид углерода	3,0	3,0	1,0
Пары серной кислоты	0,1	0,03	0,33
Пыль минеральная	0,05	0,05	1,0
Сероводород	0,008	0,008	1,0
Соединения фтора(в пересчете на фтор)	0,005	0,003	0,6
Формальдегид	0,003	0,003	1,0
Хлор	0,03	0,015	2,0
Циклогексан	0,4	0,2	0,5

В настоящее время в атмосферу ежегодно выбрасывается 20 – 30 млрд. тонн углекислого газа. Прогнозы свидетельствуют, что при сохранении таких темпов в будущем, к середине следующего столетия средняя температура на Земле может повыситься на несколько градусов, что приведет к трудно предсказуемым глобальным климатическим изменениям, вызовет таяние ледников и повышение уровня мирового океана на несколько метров.

Примером разумного подхода к экологической защите природной среды может служить Франция, где в 1984г. на эти цели было израсходовано 1,3 млрд. франков, причем около половины этой суммы затрачено на обеспечение экологической безопасности АЭС. Благодаря принятым мерам Франция стала наименее загрязненной страной Европы: выбросы CO₂ уменьшились до 1,7 т. в год на человека по сравнению с 3 т в Германии, 5 т в США. Япония, где недавно был введен эксплуатацию 49-й реактор, рассчитывает сохранить до 2100г. выделение CO₂ на уровне 1990г. за счет увеличения выработки атомной энергии в 4 – 8 раз [8].

МАГАТЭ рассматривает в настоящее время различные варианты глобального снижения выпуска парниковых газов за счет развития энергосберегающих технологий, использования АЭС и возобновляемых источников энер-

гии. Ставится задача уменьшения к 2050г. выделения CO_2 в промышленно развитых странах на 70% по сравнению с существующим уровнем.

Можно отметить, что электростанция, работающая на угле, выбрасывает в атмосферу больше вредных по своему воздействию на человека радиоактивных веществ, чем атомная станция той же мощности. Это связано с выбросом различных радиоактивных элементов, содержащихся в виде включений в угле (радий, торий, полоний и др.). Так, выработка 1 ГВт электроэнергии на ТЭС дает коллективную дозу облучения 4 чел-Зв, а на АЭС – 2,5 чел-Зв. Коллективная доза облучения населения Украины за счет тепловой энергетики составила в 1991г. 767 чел-Зв и за счет атомной – 188 чел-Зв [74].

Последствия техногенного воздействия, на здоровье подразделяются на немедленные (смерть, травмы, сразу же проявляющиеся болезни) и отдаленные (возникновение онкологических и других заболеваний через 5 – 20 лет после интенсивного кратковременного воздействия определенного фактора или при длительном слабом его действии).

Общее представление о количестве смертных случаев, наступивших при сооружении и эксплуатации установок, использующих различные источники энергии, и смертных случаев, связанных с постепенным развитием болезней в результате экологического воздействия этих источников, может дать таблица 29.14. В ней приведены нижние и верхние оценки числа таких случаев и соответствующие данные отнесены к работе установки мощностью 1 ГВт в течение 1 года.

Таблица 29.14. Смертные случаи, связанных с выработкой 1 ГВт-год энергии

Источник энергии	Количество смертных случаев, связанных с выработкой 1 ГВт-год энергии			
	среди работников данной отрасли		среди населения	
	немедленные	отдаленные	немедленные	отдаленные
Уголь	0,16-3,2	0,02-1,1	0,1-1,0	2,0-6,0
Нефть	0,20-1,35	нет данных	0,01-0,1	2,0-6,0
Газ	0,10-1,0	нет данных	0,2	0,004-0,2
Атомная энергетика	0,07-0,5	0,07-0,37	0,001-0,01	0,005-0,2
Гидроэлектростанции	0,5-4	нет данных	нет данных	нет данных
Солнце, ветер	0,07-0,5	нет данных	0,05-2,0	0,05-2,0

Из таблицы 29.14 видно, что среди не возобновляемых источников энергии риск от нормально работающих АЭС минимален как для работников, деятельность которых связана с различными этапами ядерного топливного цикла, так и для населения. Высокий риск для работников в случае использования угля связан с его добычей в шахтах, транспортировкой и с экологическом воздействием продуктов его сжигания. Последние две причины относятся также к нефти и газу и касаются всего населения. Риск от гидроэнергетики оказался неожиданно большим из-за множества опасностей при сооружении плотин.

Оценить в полном объеме опасность использования солнечной или ветровой энергии трудно, поскольку соответствующие установки не нашли сколько-нибудь широкого практического применения.

Отдаленная опасность определяется длительным воздействием радиоактивных или химических веществ. Влияние радиации на здоровье изучено сравнительно хорошо и на основе величины коллективной дозы облучения можно судить о степени ее влияния на здоровье тех или иных групп населения. Воздействие химических веществ определяется весьма приближенно, часто на основе модельных расчетов. Приведенные в таблице цифры, относящиеся к тепловой энергетике, ориентировочны и касаются главным образом воздействия сернистого ангидрида. Как и следовало ожидать, оно наибольшее для угольной и нефтяной энергетики,

Глобальный радиационный вклад атомной энергетики на всех этапах ядерного топливного цикла в настоящее время составляет около 0,1% от естественного фона и не превысит 1% даже при самом интенсивном ее развитии в будущем. Правда, за последние 40 – 50 лет сам уровень естественного фона вырос на 6 – 70%, но это связано с испытаниями ядерного оружия в атмосфере, использованием новых строительных материалов и удобрений, проведением массовых медицинских обследований и т.д. [76].

Наконец, об экологическом воздействии отходов, появляющихся в результате использования различных источников энергии. В ходе добычи угля обычно образуются огромные терриконы вынудой породы, распыляемой ветром и размываемой дождевой водой с попаданием растворимых соединений в грунтовые воды. При переработке сырой нефти также появляются значительные количества токсичных жидких и твердых отходов. Сжигание угля ведет к образованию больших объемов золы. При длительном хранении из нее выщелачиваются различные продукты, попадающие в грунтовые воды.

Добыча и переработка урановых руд также связана с неблагоприятным экологическим воздействием, но главной проблемой остается захоронение высокоактивных долгоживущих отходов. Разрабатываются методы концентрации отходов, их надежного связывания и размещения отходов высокой активности в устойчивых геологических формациях, где, по расчетам специалистов, они могут удерживаться в течение тысячелетий.

Некоторое представление о сравнительной экологической опасности различных видов отходов могут дать следующие цифры. В Англии ежегодно образуются более 4 млн. м³ токсичных отходов. Из них только 44 тыс. м³ приходится на радиоактивные отходы, причем 88,8% их относятся к отходам низкой активности, 11,1% к отходам средней активности и 0,1%, т.е. 44 м³ являются отходами высокой активности.

Таким образом, объем особо опасных радиоактивных отходов составляет примерно стотысячную часть от общего количества отходов, среди которых есть высокотоксичные химические элементы и их стойкие соединения, представляющие значительную опасность для здоровья.

Как видно из приведенных данных, при нормальной работе энергоисточников экологическое воздействие атомной энергетики в десятки раз ниже, чем тепловой. Интересно отметить, что по данным группы английских медиков лица, работавшие в течение 1946 – 1988 гг. на предприятиях британской ядерной промышленности, живут в среднем дольше, чем по стране, а уровень смертности среди них от всех причин, включая рак, ниже.

Однако работа любой энергетической установки сопряжена с риском аварии. Рассмотрим, насколько это может изменить сделанные выше выводы.

Таблица 29.15. Количество аварий приведших непосредственно к гибели людей.

Источник энергии	Типы аварий	Число аварий	Число жертв на одну аварию	Всего жертв	Число жертв, связанных с выработкой 1 ГВт-год энергии
Уголь	Аварии в шахтах	62	10-284	3600	0,34
Нефть	Аварии при добыче в открытом море.	6	6-123	390	-
	Пожары на перерабатывающих установках	15	5-145	450	0,02
	При транспортировке	42	5-500	1620	0,08
Природный газ	Взрывы и пожары при различных операциях	24	6-452	1440	0,17
Гидроресурсы	Прорывы дамб	8	11-2500	3839	1,41
Атомная энергетика	Все АЭС мира, кроме Чернобыльской	45	0	0	0

История работы всех энергетических установок связана с различного рода авариями. Как сопоставить Чернобыльскую катастрофу с обвалом на угольной шахте в Китае в 1982г., при котором погибло 284 шахтера, со взрывом нефтепровода в Бразилии в 1964г. и последующим пожаром, от которого погибло 500 человек, с еще более серьезным по своим последствиям взрывом газопровода вблизи Уфы в 1989г., от которого погибло 650 – 800 человек? Как оценить последствия многочисленных прорывов дамб гидроэлектростанций, крупнейший из которых в 1979г. в Индии унес 2,5 тысячи жизней?

Приближенное сравнение можно провести, если учесть все крупные аварии, связанные с использованием различных источников энергии. В таблице 29.15 дана усредненная оценка последствий таких аварий, происшедших в течение 1969 – 1986 годов [79]. Ни на одной из АЭС, кроме Чернобыльской, не было аварий приведших непосредственно к гибели людей. Многие западные эксперты предлагают вообще не учитывать ее в статистике аварий, поскольку считают, что она связана не с атомной энергетикой, а с социальной системой, породившей такую трагедию.

Глобальный риск последствий от Чернобыльской аварии оценивается, исходя из расчета, что в течение 50 лет население Европы получит дополнительную дозу облучения 90 млн. чел-бэр. При этом риск возникновения радиогенных онкологических заболеваний составляет 0,02 – 0,4%, что соответствует 15 – 30 тысячам таких заболеваний (в дополнение к естественным 120 миллионам). Риск генетических нарушений увеличится на 0,005 – 0,1% [76]. Вероятный метод расчета опасности АЭС свидетельствует, что при выработке одной и той же единицы энергии вероятность крупной аварии на АЭС в 100 раз ниже, чем при использовании ГЭС, и в 10000 раз ниже, чем в случае угольной энергетике. Выводы из такого сравнения очевидны.

Оценка коллективных доз облучения населения Украины в результате Чернобыльской аварии показывает, что основная его часть приходилась на 1986г. (48%), а за последующие 6 лет она составила 22%. Существенно, что более половины доз облучения в настоящее время приходится на естественные источники (радон в воздухе) и на медицинские процедуры. В целом, авария на ЧАЭС дала вклад в коллективную дозу облучения населения Украины около 2% [77].

Женщины	Студенты	Бизнесмены	Число смертельных случаев в год по США в зависимости от вида занятий, деятельн.
1 Ф	1 Ф	1 Г	А Курение 150000
2 В	2 Г	2 Е	Б Алкоголь 100000
3 Г	3 А	3 В	В Автомобили 50000
4 А	4 б	4 А	Г Огнестоельное оружие 17000
5 Е	5 В	5 Б	Д Электричество 14000
6 Б	6 Е	6 Р	Е Мотоциклы 3000
7 Л	7 Б	7 С	Ж Плавание 3000
8 С	8 С	8 Ф	З Хирургия 2800
9 б	9 Т	9 З	И Рентгеноскопия 2300
10 З	10 Р	10 О	К Желдор. транспорт 1950
11 Р	11 З	11 Л	Л Авиация военная 1300
12 М	12 в	12 Х	М Стройки 1000
13 О	13 з	13 М	Н Велосипеды 1000
14 з	14 М	14 Н	О Охота 800
15 Х	15 Л	15 б	П Бытовые травмы 200
16 Н	16 У	16 Ш	Р Тушение пожаров 195
17 У	17 И	17 Ж	С Работа в полиции 160
18 Д	18 О	18 У	Т Противозачат. средства 150
19 Ж	19 Д	19 Д	У Гражданская авиация 130
20 Т	20 Э	20 К	Ф Атомная энергетика 100
21 Ш	21 в	21 Ч	Х Альпинизм 30
22 И	22 Х	22 Т	Ц Сельхозтехника 24
23 Ч	23 К	23 з	Ч Национальный футбол 23
24 К	24 Н	24 И	Ш Лыжный спорт 18
25 а	25 Ш	25 Ц	Щ Прививки 10
26 Э	26 Ч	26 в	Э Пищевые красители
27 Ц	27 П	27 П	а Консерванты
28 в	28 Ц	28 а	б Пестициды
29 П	29 Щ	29 Ш	в Применение антибиотиков
30 Щ	30 Ж	30 Э	з Аэрозоли в быту

Рис. 29.3. Результаты опроса о факторах, угрожающих здоровью и жизни людей.

Самые опасные с точки зрения общественности факторы, угрожающие здоровью и жизни людей, далеко не всегда являются таковыми на самом деле. В качестве эксперимента трем группам граждан США – членам Лиги жен-

щин-избирательниц, студентам высших учебных заведений и представителям деловых и промышленных кругов – было предложено расположить 30 возможных источников, приводящих к преждевременной гибели людей, в порядке убывания их опасности для человека. Эти три последовательности, представленные на рисунке 29.3.

В первых трех столбцах, результаты опроса сравниваются с результатом статистических оценок (четвертый столбец) числа людей в США, погибших за год от соответствующего источника. Атомная энергетика, стоящая, по мнению женщин и студентов, первой в этом ряду, а по оценке бизнесменов – на восьмом месте, занимает в действительности двенадцатое место. Рентгенологические обследования, которые все три группы поместили где-то в конце списка, стоят на девятом месте согласно статистическим данным.

Методики определения ущерба от нетрудоспособности и болезней все еще очень несовершенны. Обыкновенно они лишь позволяют оценить ущерб для общества от увеличения смертности, часто в денежном выражении; в лучшем случае с их помощью можно приблизительно оценить ухудшение жизненных условий индивидуума вследствие тяжелого увечья. Однако никак не учитывается влияние менее серьезных повреждений организма человека на качество его жизни, не говоря уж о переживаниях людей и разбитых надеждах. Но большинство людей, может быть подсознательно, учитывает все эти факторы.

Как видно из сравнения, атомная энергетика обеспечивает наибольшую безопасность работы в сравнении с любой другой областью техники, если показателем безопасности считать степень риска. По оценке ученых США степень риска для радиационных аварий на АЭС многократно (на несколько порядков) меньше, чем для аварий в промышленности, на транспорте и т. д. Тем не менее безопасность работы АЭС имеет особое значение.

Это объясняется медико-биологическими последствиями радиации, причем в ряде случаев продленного действия и, главное, распространением воздействия радиации не только на одного какого-то человека и даже не только на персонал АЭС и ее поселок, но при серьезных авариях и на другие населенные пункты данной страны и даже на соседние страны. Такое воздействие распространяется как непосредственно на человеческий организм, так и на окружающую среду – воду, землю, фауну, флору.

Подход к решению проблемы безопасности АЭС лучше всего отражает формула – минимум риска, максимум безопасности. Разумеется, высокие преимущества развития АЭС с точки зрения научно-технического прогресса и создания новых современных городов должны сочетаться с обеспечением безопасности работы АЭС. При этом имеется в виду два аспекта. Первый – безопасность работы самой АЭС и ее персонала, второй – безопасность для населения, проживающего в районе ее размещения. Условия обеспечения безопасности работы АЭС в указанных аспектах изложены в ряде нормативных документов. Они дополняют обычные требования и рекомендации по проектированию, строительству и эксплуатации, принятые для любых тепловых электростанций.

Прежде всего существуют определенные требования к выбору площадки размещения АЭС, причем обязательным условием является незатопляе-

мость территории при любом уровне паводковых вод. Вокруг АЭС создаются санитарно-защитная зона и зона наблюдения, размеры которых устанавливаются по согласованию с органами санитарного надзора с учетом конкретных условий, и мощности АЭС.

В санитарно-защитной зоне можно располагать только здания и сооружения подсобного и обслуживающего назначения: пожарные депо, прачечные, помещения охраны, гаражи, склады (за исключением продовольственных), столовые для обслуживающего персонала, административные и служебные здания, здравпункты, ремонтные мастерские, транспортные сооружения, сооружения технического водоснабжения и канализации, временные и подсобные предприятия строительства и т. д. В пределах санитарно-защитной зоны исключается проживание населения и расположение школ. На территории санитарно-защитной зоны разрешается выращивание сельскохозяйственных культур, выпас скота при условии обязательного осуществления соответствующего радиометрического контроля производимой здесь сельскохозяйственной продукции.

При мощности АЭС более 440 МВт, т. е. практически для всех промышленных АЭС, станция должна располагаться не ближе чем в 25 км от городов с населением свыше 300 тыс. человек и не ближе чем в 100 км от городов с населением более 1 млн. чел.

Для обоснованного выбора площадки проводятся: топогеодезические изыскания, инженерно-геологические работы (изучение режима грунтовых вод и исследование состава и строения пород), а также гидрологические и метеорологические изыскания (дебит и уровни источника водоснабжения, паводковые режимы и др.). Особое внимание следует обращать на ветровой режим, так как площадка АЭС должна хорошо проветриваться.

При размещении производственных зданий и сооружений промышленную площадку станции условно разделяют на «чистую» зону и зону «возможного загрязнения». Эти зоны должны четко отделяться друг от друга, причем предусматриваются устройства для дозиметрического контроля и обмывки транспортных средств и путей сообщения между зонами

В зоне возможного загрязнения располагают главное здание, хранилища радиоактивных отходов, сцезводоочистку, газгольдеры выдержки, мастерские для ремонта оборудования, загрязнение которого возможно. Эти здания должны находиться с подветренной стороны по отношению к другим строениям.

Административные помещения и столовую для эксплуатационного и ремонтного персонала располагают в «чистой» зоне промышленной площадки: хозяйственно-питьевое и производственное водоснабжение разделяют. Связи между зданиями осуществляются с помощью проходных тоннелей или закрытых эстакад, чтобы обеспечить удобное передвижение персонала по всей площадке АЭС.

Для обеспечения радиационной безопасности как для работающего персонала, так и для населения жилого поселка АЭС в пределах главного корпуса проектируется и сооружается биологическая защита. Она обеспечивает основной принцип радиационной безопасности – подразделение компоновки главного корпуса на зону строгого режима, в составе которой различа-

ются помещения, необслуживаемые и полубслуживаемые, и зону свободного режима. Вход в помещения зоны строгого режима возможен только через санпропускник. Для прохода после останова реактора из полубслуживаемых помещений в необслуживаемые имеется санитарный шлюз. Для доставки материалов, оборудования, приборов и инструментов в зону строгого режима предусматривают отдельные входы и транспортные въезды с механизированной разгрузкой.

К зоне строгого режима относят центральный зал с реактором, первый контур и относящееся к ним оборудование.

В зависимости от рабочего места для персонала АЭС нормами установлены предельно допустимые дозы, заложенные в основу расчета биологической защиты. Качество этой защиты и соответствие ее расчету проверяется в период пусконаладочных работ. Обнаруженные дефекты должны быть устранены до пуска АЭС в эксплуатацию.

Таблица 29.16. Среднесуточные допустимые нормализованные выбросы (ДНВ); Ки/сут, на 1 ГВт мощности АЭС.

Нуклиды	ДНВ
Инертные радиоактивные газы суммарно (аргон, криптон, ксенон).	500
Иод-131 (газовая и аэрозольная фазы суммарно).	0,01
Долгоживущие нуклиды, оставшиеся на фильтре через двое суток после начала экспонирования	0,015
Короткоживущие нуклиды, определяемые как разность оставшихся на фильтре через одни и двое суток после начала экспонирования	0,2

Существуют допустимые нормы и для населения жилого поселка АЭС. И те и другие нормы приняты с большим запасом по отношению к реально опасным значениям. Кроме того, для полного обеспечения радиационной безопасности населения нормируются выбросы через вентиляционную трубу. Соответствующие нормы приведены в табл. 29.16.

Для обеспечения этих норм перед выбросом «загрязненного» воздуха в вентиляционную трубу он проходит фильтры, установленные в системе технологической приточно-вытяжной вентиляции.

Устанавливается также годовой допускаемый сброс радионуклидов с жидкими стоками с учетом фактического и перспективного народнохозяйственного использования водоемов. Контроль осуществляется не только в районе расположения данной АЭС, но и в больших регионах. Так, например, бывшими членами СЭВ (СССР, ГДР и ПНР) совместно с Финляндией осуществляется контроль содержания радионуклидов (стронция-90, цезия-137 и др.) в водах Балтийского моря и в устьях рек, впадающих в него. Эти исследования показали, что концентрации радионуклидов не имеют тенденции к увеличению.

Таким образом, анализ показывает, что нет необходимости в изменении принципиальных позиций в дальнейшем неуклонном развитии ядерной энергетики как в Украине, так и во всем мире. Но план развития ядерной энергетики в Украине должен существенно измениться и это должно быть отражено в новой Энергетической программе Украины. Однако авария на ЧАЭС, как и аварии на АЭС в других странах, показывает, что вопросы безопасности в ядерной энергетике до конца еще не решены. Уроки этих аварий состоят пре-

жде всего в том, что возникающая в процессе научно-технической революции новая сложная техника требует внимательнейшего отношения и прежде всего к ее безопасности и надежности. В качестве первоочередных были разработаны и осуществлены технические решения, исключающие повторение подобной аварии, а по результатам аварии разработан комплекс мероприятий по повышению безопасности АЭС всех типов. Расширяются исследования по возможности создания реакторов с внутренне присущей им безопасностью, активные зоны которых не могут разрушиться ни при каких авариях.

Ввод мощностей в Украине будет продолжаться, однако не с предполагаемой интенсивностью. Это связано со значительными затратами (людскими, финансовыми и материальными), имевшими место при ликвидации аварии на Чернобыльской АЭС, не говоря уже о потере мощности в 1 млн. кВт из-за аварии в 1986 году и 3 млн. кВт из-за снятия ЧАЭС из эксплуатации.

Основное направление развития атомной энергетики связано с повышением надежности и безопасности действующих и проектируемых АЭС к разработкой АЭС нового поколения повышенной безопасности с улучшенными технико-экономическими показателями. В частности, в Российской Федерации для действующих блоков с РБМК первоочередными являются мероприятия по снижению положительного коэффициента реактивности и увеличению скорости срабатывания защиты. Это будет достигнуто за счет повышения обогащения топлива до 2,4%, внедрения быстродействующей аварийной защиты и др., что полностью исключит возможность быстрого, неконтролируемого разгона реактора, происшедшего на четвертом блоке Чернобыльской АЭС.

В настоящее время закончена разработка унифицированного блока ВВЭР-1000 повышенной безопасности, который будет основой дальнейшего развития атомной энергетики РФ. Предполагается совместно с другими странами вместо блока ВВЭР-440 разработать новый блок повышенной безопасности мощностью 500 МВт. Наряду с этим к предполагается завершить новые оптимизированные решения по компоновкам, оборудованию и схемам для АЭС.

Кроме того, люди боятся катастроф и катаклизмов, даже если они случаются очень редко, больше, чем мелких опасностей, как бы ни были они распространены. И совершенно закономерно то обстоятельство, что страх, связанный с атомной энергетикой, объясняется в большей мере страхом перед возможной аварией – неважно где: на атомной электростанции, на радиохимическом заводе или в месте захоронения радиоактивных отходов, – чем боязнью последствий регулярных утечек радиоактивных продуктов в окружающую среду.

Отношение людей к той или иной опасности определяется тем, насколько хорошо она им знакома. С одной стороны, имеются опасности, о существовании которых люди часто и не подозревают и которые поэтому, к сожалению, почти не привлекают к себе внимания. Возможно, именно этим объясняется тот факт, что в большинстве стран не обсуждается вопрос об облучении, связанном с наличием радона в закрытых помещениях, или вопрос о неоправданно больших дозах облучения при рентгенологических обследованиях.

ниях. С другой стороны, то, что слишком хорошо известно, перестает вызывать страх. В одном недавнем исследовании было показано, что такие хорошо известные источники риска, как езда на мотоцикле, горнолыжный спорт, альпинизм, курение и даже грабители и героин, мало кого пугают. Атомная энергетика парадоксальным образом представляла собой один из наименее знакомых широкой публике и одновременно один из самых опасных, по ее мнению, источников риска; любопытно, что атомная энергетика внушала гораздо больше опасений, чем, например, такая болезнь, как асбестоз, о которой, по мнению публики, она знала гораздо больше.

Засекреченность, а особенно полусекретность, питает страхи, а в прошлом всего этого было в избытке. Было также много голословных и высокомерных заявлений о том, что эксперты, мол, лучше знают. Заверения оказывались ложными, а эксперты, хотя и являлись несомненно высококвалифицированными специалистами в своей области, часто были лишены необходимого кругозора. Это привело к кризису доверия.

Следует значительно повысить роль общественности в оценке того риска, который ей предлагают взвалить на свои плечи, а также в окончательном приговоре по этому поводу. В противном случае все больше людей будет заявлять о своем нежелании разделять этот риск. Чтобы этого не происходило, нужна всесторонняя, достоверная и объективная информация.

Заключение

Среди вопросов, представляющих научный интерес, немногие привлекают к себе столь постоянное внимание общественности и вызывают так много споров, как вопрос о действии радиации на человека и окружающую среду. В промышленно развитых странах не проходит и недели без какой-нибудь демонстрации общественности по этому поводу. Такая же ситуация довольно скоро может возникнуть и в развивающихся странах, которые создают свою атомную энергетику; есть все основания утверждать, что дебаты по поводу радиации и ее воздействия вряд ли утихнут в ближайшем будущем.

К сожалению, достоверная научная информация по этому вопросу очень часто не доходит до населения, которое пользуется поэтому всевозможными слухами. Слишком часто аргументация противников атомной энергетики опирается исключительно на чувства и эмоции, политический имидж. Столь же часто выступления сторонников ее развития сводятся к мало обоснованным успокоительным заверениям.

Научный комитет ООН по действию атомной радиации собирает всю доступную информацию об источниках радиации и ее воздействии на человека и окружающую среду и анализирует ее. Он изучает широкий спектр естественных и созданных искусственно источников радиации, и его выводы могут удивить даже тех, кто внимательно следит за ходом публичных выступлений на эту тему.

Организация Объединенных Наций опубликовала новый отчет о последствиях Чернобыльской катастрофы. По свидетельству экспертов ООН, больше вреда здоровью людей нанесла не собственно радиация, а переселение людей из Чернобыльской зоны.

Все 15 лет после Чернобыля медики говорят о миллионах пострадавших от трагедии. Однако, если верить авторам нового отчета ООН, то все это, мягко говоря, преувеличение. Они насчитали лишь сотню лиц, которых поразила радиационная болезнь. Из них 41 человек умер.

Прямым влиянием радиации, утверждают авторы отчета ООН, стало увеличение случаев рака щитовидной железы у детей. В Украине количество больных выросло в 40 раз, а в целом в Украине, России и Беларуси зафиксировано 1 800 случаев этого заболевания. Доказательства же увеличения других раковых болезней после Чернобыля очень ограниченные, несмотря на многочисленные попытки ученых проследить такую связь. Так, в частности, в настоящее время нет международнопризнанных данных о росте количества заболевших лейкемией.

Но из нового отчета ООН также следует, что от радиации не происходит мутаций у новорожденных детей. По мнению экспертов, от радиации пострадали лишь беременные женщины, которые работали на ЧАЭС во время взрыва. Случаи, когда дети рождались с физическими отклонениями, были обнаружены только у сотрудниц самой Чернобыльской станции, которые были беременны в момент аварии, утверждают эксперты.

В то же время, по мнению авторов отчета, эвакуация сотен тысяч людей, особенно из малозагрязненных территорий, в некоторых случаях надела больше вреда, чем добра. Представители ООН считают, что было совер-

шенно необязательно вывозить людей из областей, которые только косвенно пострадали от радиации. Это, по мнению исследователей, было чрезмерной и бесполезной реакцией на катастрофу.

Люди, выселенные из родных домов, массово страдали от стресса: возросли сердечные заболевания и ожирение – болезни, с радиацией не связанные.

Еще одним отрицательным аспектом Чернобыльской катастрофы эксперты называют множество льгот чернобыльцам. Специальные выплаты, отпуска и медицинская помощь, которые предоставляются всем, кто считается пострадавшим от катастрофы на ЧАЭС, создали, по мнению экспертов, культуру зависимости. Как утверждают авторы отчеты, стало выгодно получить статус ликвидатора, а потом ждать помощи от других.

Большая часть беженцев не смогла найти себе работу на новом месте, а значительные компенсации, выданные пострадавшим, создали в них «комплекс зависимости» от государства. В результате у миллионов людей, вывезенных из прилегавших к Чернобылю зон, появились нервные расстройства, они стали ипохондриками и фаталистами, которые думают, что в их жизни уже не будет ничего хорошего.

Именно эта часть отчета ООН – о вреде переселения – по всей видимости, и станет сенсацией. Что касается теории «безвредности» Чернобыля, то она была обнародована, в частности, еще летом 2000 года. Тогда в докладе Научного комитета по радиационным эффектам Организации Объединенных Наций (UNSCEAR), вошедшем в ежегодный отчет ООН, утверждалось, что за 14 лет после Чернобыльской катастрофы не получено достоверных научных свидетельств о каких-либо существенных негативных последствиях облучения населения, кроме увеличения заболеваемости раком щитовидной железы.

Цель книги состоит в том, чтобы результаты исследований комитета стали достоянием более широкой аудитории, чем это было до сих пор. В такой сложной и неустоявшейся области, как действие радиации на человека и окружающую среду, трудно обойтись без специальной терминологии. Конечно, эту книгу нельзя отнести к разряду развлекательных, но усилия, затраченные читателем, окупятся тем, что он сможет многое уяснить для себя и принять участие в одной из актуальнейших дискуссий нашего времени.

Радиация действительно смертельно опасна. При больших дозах она вызывает серьезные поражения тканей, а при малых может вызвать рак и индуцировать генетические дефекты, которые, возможно, проявятся у детей и внуков человека, подвергшегося облучению, или у его более отдаленных потомков.

Но для основной массы населения самые опасные источники радиации – это вовсе не те, о которых больше всего говорят. Наибольшую дозу человек получает от естественных источников радиации. Радиация, связанная с развитием атомной энергетики, составляет лишь малую долю радиации, порождаемой деятельностью человека; значительно большие дозы мы получаем от других, вызывающих гораздо меньше нареканий, форм этой деятельности, например от применения рентгеновских лучей в медицине. Кроме того, такие привычные формы повседневной деятельности, как сжигание угля и использование воздушного транспорта, в особенности же постоянное пребывание в

хорошо герметизированных помещениях, могут привести к значительному увеличению уровня облучения за счет естественной радиации. Наибольшие резервы уменьшения радиационного облучения населения заключены именно в таких «бесспорных» формах деятельности человека.

Из вышесказанного видно, что атомная энергетика играет важную роль в современном энергопроизводстве – доля энерговыработки на АС в мире достигает 16%. Однако развитие атомной энергетике в последние годы существенно замедлилось. Частично это замедление темпов роста связано с общей тенденцией к стабилизации энергопотребностей, с успехами энергосберегающих технологий. Но главной причиной явились широко распространенные убеждение во «вредности» атомной энергетике, сомнения в возможностях достижения приемлемого уровня безопасности на базе современной технологии.

Большое влияние на отношение широкой публики к атомной энергетике оказывали аварии на атомных электростанциях, особенно авария на АЭС ТМ1-2 недалеко от Гаррисбурга (США), произошедшая 28 марта 1979 года, и авария на 4-ом блоке Чернобыльской АЭС, случившаяся 26 апреля 1986 года.

Под влиянием этих аварии в ряде стран поднялась широкая волна общественного сопротивления использованию атомных электростанций, возбуждаемая страхами об опасностях воздействия атомной радиации на окружающую среду и население.

Эти аварии породили сомнения в зрелости концепций безопасности, заложенных в основы проектов атомных электростанций, достаточности принимаемых мер безопасности.

После этих событий резко возросла интенсивность научных исследований в области обеспечения безопасности объектов атомной энергетике. Однако большое число исследований проблем безопасности АЭС, хотя и выявили недостатки, упущения и даже ошибки в мерах обеспечения безопасности АЭС, лишь подтвердили уверенность специалистов в том, что разумно высокая степень безопасности АЭС может быть достигнута на основе современных знаний и технологий. С другой стороны, уроки аварий указали на необходимость пересмотра концепции обеспечения безопасности, потребовали повышения свойств самозащищенности реакторов, обеспечения более высокого уровня безопасности за счет использования пассивных средств защиты.

В данной книге собрано большое количества фактического материала, посвященного источникам и методам обращения с РАО. По представлению авторов книга должна убедить читателей в безальтернативности и перспективности ядерной энергетике как в Украине, так и в других странах. Кроме того, наиболее сложная проблема ядерной энергетике – проблема радиоактивных отходов решается и не является непреодолимым препятствием на пути ее развития.

Данная книга не претендует на то, чтобы дать ответ на все вопросы. Наши знания здесь все еще недостаточны, хотя об источниках радиации, ее действии на человека и опасности для населения известно больше, чем практически о любом другом факторе, сопряженном с вредными воздействиями. Но в ней сделана попытка подвести итоги под все то достоверное, что извест-

но о действиях радиации на человека и окружающую среду, чтобы споры и дискуссии на эту тему могли опираться на более реальную основу.

Именно этой цели служит предлагаемая читателю книга – познакомить читателя с проблемами ядерной энергетики, опираясь на факты, а не на эмоции.

Авторы работы выражают свою признательность профессору, доктору технических наук Леонову Е.А., исполнителю секретарю УкрЯО кандидату физико-математических наук Барбашеву С.В., доктору технических наук Носовскому А.В., кандидату технических наук Сухоручкину А.К., начальнику объекта «Укрытие» Купному В.И., доценту, кандидату технических наук Ерофееву В.А., доценту, кандидату технических наук Афанасьеву А.В., начальнику Регионального центра учета РАО зоны отчуждения, кандидату технических наук Антропову В.М., кандидату технических наук Попову О.Ф. директору ГСП «Комплекс» Жилинскому В.В., за помощь в подборе данных и замечания, которые были учтены при подготовке данной работы. Кроме того авторы глубоко благодарны Диордиеву К.В. за предоставленные фотографии.

Перечень принятых сокращений

АС	– атомная станция
ALARA	– принцип: (as low as reasonably achievable): «Так мало насколько это разумно достижимо»
АЭС	– атомная электростанция
АЯР	– Администрация ядерного регулирования
БВК	– бассейн выдержки кассет
БВТК	– бассейн выдержки технологических каналов
ВАО	– высокоактивные отходы
ВВЭР	– водо-водяной энергетический реактор
ВК	– вагон-контейнер
(Г, Ж, Т)РАО	– (газообразные, жидкие, твердые) радиоактивные отходы
ГЦН	– главный циркуляционный насос
ДЖН	– долгоживущие радионуклиды
ДК ₆	– допустимая концентрация (для лиц категории Б)
ДКЭН	– датчик контроля энерговыделения реактора по высоте
ДКЭР	– датчик контроля энерговыделения реактора по радиусу
ЕБРР	– Европейский банк реконструкции и развития
ЖРО	– жидкие радиоактивные отходы
ЗАЭС	– Запорожская атомная электростанция
ЗПЖРО	– Завод по переработке жидких радиоактивных отходов
ИИИ	– источники ионизирующих излучений
ИРГ	– инертные радиоактивные газы
РБГ	– радиоактивные благородные газы
КВ	– камера выдержки
КЖН	– короткоживущие радионуклиды
КМПЦ	– контур многократной принудительной циркуляции
КУ	– контрольные уровни
МАГАТЭ	– международное агентство по атомной энергии
МКРЗ	– международная комиссия по радиационной защите
МЭД	– мощность экспозиционной дозы
НРБ	– нормы радиационной безопасности
НСА-ДЖО	– низко- и среднеактивные долгоживущие отходы
НСА-КЖО	– низко- и среднеактивные короткоживущие отходы
ОСП	– основные санитарные правила
ОТВС	– отработанная тепловыделяющая сборка
ОУ	– объект «Укрытие»
ПБТРВ	– правила безопасной транспортировки радиоактивных веществ
ПЗРО	– пункт захоронения радиоактивных отходов
ПКОТРО	– промышленный комплекс по обращению с твердыми РАО
РАО	– радиоактивные отходы
РАЭС	– Ровенская атомная электростанция
РБ	– радиационная безопасность
РБМК	– реактор большой мощности канальный
РЗ	– радиационная защита
РП	– реакторное пространство
СВО	– спецводоочистка
СУЗ	– система управления и защиты
ТАСИС	– программа технического содействия СНГ, осуществляемая ЕС
ТВС	– тепловыделяющая сборка
ТВЭЛ	– тепловыделяющий элемент
ТРО	– твердые радиоактивные отходы
ТСМ	– топливосодержащие массы
УВ	– уровень вмешательства
УГУ	– установка глубокого упаривания
УИ	– уровень исследования
УПАК	– установка подавления активности ИРГ
УР	– уровень регистрации
ФАРТОС	– фильтры тонкой (глубокой) очистки
ХАЭС	– Хмельницкая атомная электростанция
ХЖТО	– хранилище жидких и твердых отходов
ХОЯТ	– хранилище отработавшего ядерного топлива
ХТО	– хранилище твердых отходов
ЦЗ	– центральный зал реакторного отделения
ЧАЭС	– Чернобыльская атомная электростанция
ЮУАЭС	– Южно-Украинская атомная электростанция

Термины и определения

Авария – Нарушение эксплуатации АС, при котором произошел выход радиоактивных продуктов и/или ионизирующих излучений за предусмотренные проектом для нормальной эксплуатации границы в количествах, превышающих установленные пределы безопасной эксплуатации. Авария характеризуется исходным событием, путями протекания и последствиями. Под аварией часто понимают событие, не связанное с радиационными последствиями.

Аварийная ситуация – Состояние АС, характеризующееся нарушением пределов и/или условий безопасной эксплуатации, не перешедшее в аварию. Административное руководство АС – должностные лица, которым эксплуатирующей организацией предоставлены права и поручены обязанности по эксплуатации АС.

Активное устройство (элемент) – Устройство (элемент), функционирование которого зависит от нормальной работы другого устройства, например, управляющего устройства, энергоисточника и т.п.

Активность – Число ядерных распадов, происходящих в единицу времени в некотором количестве радиоактивного вещества. Активность измеряется в беккерелях. Применяется также единица активности – Кюри.

Альфа-излучатели низкой токсичности (Low toxicity alpha emitters) – Альфа-излучатели низкой токсичности – природный уран; обеднённый уран; природный торий; уран-235 или уран-238; торий-232; торий-228 и торий-230, содержащиеся в рудах, или в форме физических и химических концентратов; или альфа-излучатели с периодом полураспада менее 10 суток.

Атомная станция (АС) – Ядерный реактор (реакторы), с комплексом систем, устройств, оборудования, сооружений и персоналом, необходимых для производства энергии в заданных режимах и условиях применения, располагающиеся в пределах конкретной территории. Обычно под термином атомная станция (АС), если это особо не оговаривается, понимается любой из объектов, т.е. АЭС.

АЭС – Атомная станция теплоснабжения – атомная станция, предназначенная для производства тепловой энергии для целей отопления и горячего водоснабжения. Атомная электрическая станция (АЭС) – атомная станция, предназначенная для производства электрической энергии.

Атомное законодательство – Атомные законы, законодательные акты о защите окружающей среды, статьи уголовного кодекса, другие акты, имеющие силу законов, определяющие общественные отношения при использовании атомной энергии.

Безопасность – Свойство АС при нормальной эксплуатации и в случае аварий ограничивать радиационное воздействие на персонал, население и окружающую среду установленными пределами. Уровень безопасности считается приемлемым, если обеспечено соблюдение требований специальных норм и правил. Составные элементы понятия «безопасность АС» – техническая, ядерная, радиационная, экологическая безопасность.

Бэр – Внесистемная единица эквивалентной дозы излучения. $1 \text{ бэр} = 0,01 \text{ Дж/кг}$.

Внешнее облучение – Облучение тела человека от находящихся вне его источников ионизирующего излучения.

Внутреннее облучение – Облучение тела от находящихся внутри него источников излучения.

Длительносуществующие РАО – радиоактивные отходы, уровень освобождения которых от контроля органа государственного регулирования ядерной и радиационной безопасности достигается через 300 лет и более. (Закон Украины «Об обращении с радиоактивными отходами»).

Допустимая концентрация – Допустимый уровень объемной активности радионуклида в воздухе, воде.

Допустимое радиоактивное загрязнение поверхности – Устанавливается на уровне, не допускающем внешнего и внутреннего облучения людей за счет радиоактивного загрязнения выше предельно допустимой дозы или предельной дозы.

Допустимое содержание – Допустимый уровень содержания радионуклида в организме человека.

Допустимый сброс радиоактивных веществ – Установленный для учреждения контрольный уровень активности радионуклидов, удаляемых за календарный год во внешнюю среду со сточными водами.

Допустимый уровень – Норматив для поступления радионуклидов в организм человека за календарный год.

Естественный радиационный фон – Эквивалентная доза ионизирующего излучения, создаваемая космическим излучением и излучением естественно распределенных природных радионуклидов в поверхностных слоях Земли, приземной атмосфере, продуктах питания, воде и организме человека.

Запроектная авария – Авария, вызванная неучитываемыми для проектных аварий исходными событиями или сопровождающаяся дополнительными по сравнению с проектными авариями отказами систем безопасности сверх единичного отказа, ошибочными решениями персонала, которые могут привести к тяжелым повреждениям или к расплавлению активной зоны, уменьшение последствий которой достигается управлением аварией и/или реализацией планов мероприятий по защите персонала и населения.

Захоронение РАО – размещение радиоактивных отходов в объекте, предназначенном для обращения с радиоактивными отходами без намерения их использования. (Закон Украины «Об обращении с радиоактивными отходами»).

Зона наблюдений – Территория, где возможно влияние радиоактивных сбросов и выбросов АС или предприятий атомной промышленности и где облучение проживающего населения может достигать установленного предела дозы. В зоне наблюдения проводится радиационный контроль.

Изотопы – Атомы одного и того же элемента, имеющие разный атомный вес из-за разницы в числе нейтронов.

Иммобилизация РАО – перевод радиоактивных отходов в другую форму путём отвердения, включения в какую-либо матрицу или заключения в геометрическую оболочку. (Закон Украины «Об обращении с радиоактивными отходами»).

Ионизирующее излучение (Радиация) – Излучение, которое отрывает электроны от атомов, создавая, таким образом, ионные пары. Альфа- и бета-частицы вызывают более плотную ионизацию, чем гамма-излучения или рентгеновские излучения такой же энергии.

Источник ионизирующего излучения – Устройство или радиоактивное вещество, испускающее или способное испускать ионизирующее излучение.

Категории облучаемых лиц – Категории, по которым люди делятся по условиям возможности радиоактивного облучения:

– категория А – лица (профессиональные работники), которые постоянно или временно работают непосредственно с источниками ионизирующих излучений;

– категория Б – лица, которые не работают непосредственно с источниками излучений, но по условиям проживания или расположения рабочих мест могут подвергаться воздействию радиоактивных веществ и других источников излучения, применяемых в учреждениях, на АЭС и (или) удаляемых во внешнюю среду;

– категория В – остальное население.

Кондиционирование РАО – операции по подготовке радиоактивных отходов для перевозки, хранения и захоронения. Кондиционирование может осуществляться путём

размещения радиоактивных отходов в контейнер или их иммобилизация. (Закон Украины «Об обращении с радиоактивными отходами»)

Краткосуществующие РАО – радиоактивные отходы, уровень освобождения которых от контроля органа государственного регулирования ядерной и радиационной безопасности достигается раньше, чем через 300 лет. (Закон Украины «Об обращении с радиоактивными отходами»).

Критическая группа – Наибольшая по численности группа лиц категории Б (однородная по условиям жизни, возрасту, полу или другим факторам), которая подвергается наибольшему радиационному воздействию в пределах учреждения, его санитарно-защитной зоны и зоны наблюдения.

Материал с низкой удельной активностью (LSA) – радиоактивный материал который по своей природе имеет ограниченную удельную активность, или радиоактивный материал, к которому применяются пределы установленной средней удельной активности. (ПБПРМ-2001)

Нормальная эксплуатация – Эксплуатация в определенных проектом эксплуатационных пределах и условиях.

Обработка РАО – операции, предназначенные для обеспечения безопасности или экономии средств путём изменения характеристик радиоактивных отходов. (Закон Украины «Об обращении с радиоактивными отходами»)

Обращение с РАО – деятельность, связанная со сбором, переработкой, перевозкой, хранением и захоронением радиоактивных отходов. (Закон Украины «Об обращении с радиоактивными отходами»).

Объект с поверхностным радиоактивным загрязнением (SCO) – твердый объект, который, не являясь сам по себе радиоактивным, содержит радиоактивный материал, распределенный на его поверхности. (ПБПРМ-2001)

Объект, предназначенный для обращения с РАО – сооружение, помещение или оборудование, предназначенное для сбора, перевозки, переработки, хранения или захоронения радиоактивных отходов. (Закон Украины «Об обращении с радиоактивными отходами»).

Период полураспада радионуклида – Характеристика радионуклида – время, в течение которого распадается половина способных к распаду ядер.

Переработка РАО – любая операция, изменяющая характеристики радиоактивных отходов, в частности предварительная обработка и кондиционирование. (Закон Украины «Об обращении с радиоактивными отходами»).

Первичный учет радиоактивных отходов – систематический контроль за сбором, переработкой, перевозкой, хранением и захоронением отходов, осуществляемый ответственными лицами подразделений – владельцев отходов по установленным на предприятии формам первичного учета и отчетности. (НРБУ-97)

Предварительная обработка РАО – дезактивация, сбор, сортировка радиоактивных отходов. (Закон Украины «Об обращении с радиоактивными отходами»).

Предельно-допустимая доза – Основной дозовый предел для категории А облучаемых лиц. ПДД – такое наибольшее значение индивидуальной эквивалентной дозы за календарный год, при котором равномерное облучение в течение 50 лет не может вызвать в состоянии здоровья неблагоприятных изменений, обнаруживаемых современными методами.

Радиоактивность – Свойство некоторых атомных ядер самопроизвольно распадаться с потерей энергии излучением заряженной частицы и (или) гамма-излучением.

Радиоактивные выбросы – Поступление радиоактивных веществ в окружающую среду в результате деятельности АЭС.

Радиационный контроль – Контроль за соблюдением «Норм радиационной безопасности» и Основных санитарных правил при работе с радиоактивными веществами» и другими источниками ионизирующих излучений, а также получение информации об уровнях облучения людей и о радиационной обстановке на АЭС или предприятиях атомной промышленности и в окружающей среде.

Радиоактивные отходы (РАО) – материальные объекты и субстанции, активность радионуклидов или радиоактивное загрязнение которых превышают пределы, установленные действующими нормами, при условии, что использование этих объектов и субстанций не предусматривается. (Закон Украины «Об обращении с радиоактивными отходами»)

Радиоактивные продукты – Вещества, содержащие радиоактивные нуклиды.

Радиационная безопасность при обращении с радиоактивными отходами – не превышение допустимых пределов радиационного воздействия на персонал, население и окружающую среду, установленных нормами, правилами, стандартами по безопасности, а также ограничение миграции радионуклидов в окружающую среду, (Закон Украины «Об обращении с радиоактивными отходами»).

Радиационная защита – Совокупность радиационно-гигиенических, проектно-конструкторских, технических и организационных мероприятий, направленных на обеспечение радиационной безопасности.

Радионуклиды – Радиоактивные атомы с данным массовым числом и атомным номером.

Специализированное предприятие по обращению с РАО – предприятие (объединение), осуществляющее на основе лицензии сбор радиоактивных отходов, их переработку, перевозку, хранение и (или) захоронение. (Закон Украины «Об обращении с радиоактивными отходами»)

Транспортный пакет (Overpack) – контейнер, например ящик, коробка или мешок, что применяется одним грузоотправителем для объединения одной или нескольких упаковок в одну обрабатываемую единицу груза с целью удобства его обработки, заключение и перевозка.

Требования к качеству - Набор количественных и(или) качественных требований к характеристикам объекта контроля.

Удельная активность радионуклида (Specific activity) – активность на единицу массы данного нуклида. Удельная активность материала – активность на единицу массы или объема материала, в котором радионуклиды в основном распределены равномерно.

Удельная активность радионуклида (Specific activity) – отношение активности нуклидов, содержащихся в контролируемой среде, к массе (объему) среды.

Упаковка (Package) – паковочный комплект с его радиоактивным содержанием в предоставленном для перевозки виде.

Уровень освобождения – установленный органом государственного регулирования ядерной и радиационной безопасности предел активности или радиоактивного загрязнения, при котором или ниже которого радиоактивные отходы могут быть освобождены от контроля органа государственного регулирования ядерной и радиационной безопасности. («Порядок освобождения РАО и побочных радиоактивных материалов от регулирующего контроля»)

Уровень регистрации – Значение параметра, при превышении которого результат должен быть записан (зарегистрирован).

Уровень исследования – Значение параметра, при превышении которого должна исследоваться причина превышения или полученный результат.

Уровень вмешательства – Значение параметра, при превышении которого должны быть предприняты какие-то особые действия или решения по устранению причин превышения.

Физическая защита при обращении с РАО – комплекс организационных и технических мероприятий, направленных на недопущение несанкционированного доступа к

радиоактивным отходам и их использованию, на своевременное выявление и пресечение действий, направленных на нарушение неприкосновенности радиоактивных отходов. (Закон Украины «Об обращении с радиоактивными отходами»)

Хранилище РАО – сооружение для хранения или захоронения радиоактивных отходов с обязательным обеспечением инженерных, геологических, физических и иных барьеров защиты, препятствующих миграции радионуклидов. (Закон Украины «Об обращении с радиоактивными отходами»).

Хранение РАО – размещение радиоактивных отходов в объект, в котором обеспечивается их изоляция от окружающей природной среды, физическая защита и радиационный мониторинг, а также возможность последующего изъятия, переработки, перевозки и захоронения. (Закон Украины «Об обращении с радиоактивными отходами»).

Эффективная эквивалентная доза облучения – Расчетная доза облучения человека, которая учитывает вклады эффектов облучения разных органов и тканей человека на состояние его здоровья в целом.

Эквивалентная доза облучения (H) – Основная дозиметрическая величина в области радиационной безопасности, введенная для оценки возможного ущерба здоровью человека от постоянного ионизирующего излучения произвольного состава при значении H за календарный год не более 5 ПДД. Эквивалентная доза равна произведению поглощенной дозы D на средний коэффициент качества ионизирующего излучения K в данном объеме биологической ткани: $H = D \times K$. Допускается использование сокращенного термина «доза», если это не будет неправильно понято. Единица эквивалентной дозы – Зиверт (Зв), а также внесистемная бэр ($1 \text{ Зв} = 100 \text{ бэр}$).

Энергетический пуск – Этап ввода АС в эксплуатацию, при котором АС начинает производить энергию в соответствии с проектом и осуществляется подъем мощности и проверка работы АС на уровнях мощности вплоть до установленной для промышленной эксплуатации.

Ядерная авария – Авария, связанная с повреждением твэлов, превышающем установленные пределы безопасной эксплуатации и/или облучением персонала, превышающее допустимое для нормальной эксплуатации, вызванная нарушением контроля и управления цепной ядерной реакцией деления в активной зоне реактора, образованием критической массы при перегрузке, транспортировке и хранении твэлов, нарушением теплоотвода от твэлов.

Перечень использованной литературы

1. Senior Expert Symposium on Electricity and Environment. Helsinki, Finland, 13-17 May 1991, IAEA Vienna, 1991.
2. Smith J. M. CO₂ and climatic change. Rep. IEACR/17, IEA Coal research, London, 1988.
3. Конференция ООН по окружающей среде и развитию. Повестка дня на XXI век. Рио-де-Жанейро. Июнь 1992.
4. Атомная наука и техника СССР. Под редакцией Петросянца Ф.М. Москва, Энергоатомиздат, 1987.
5. Овчинников Ф.Я., Тоот К., Соловьев В.А. и др. Международное сотрудничество стран-членов СЭВ в области атомной энергии. Москва, Энергоатомиздат, 1986.
6. Ионизирующее излучение. Источники и биологические эффекты. НКДАР. Доклад за 1982 г. Генеральной Ассамблеи ООН. Том 1,2. Нью-Йорк, ООН, 1982.
7. Военный энциклопедический словарь. 2-е изд., М., Воениздат, 1986
8. Теодор В. Тэйлор. Ядерное оружие третьего поколения., В мире науки, 1987. №6.
9. Всеобъемлющее исследование, касающееся ядерного оружия; Вопросы разоружения, № 77., ООН, 1991.
10. Atomic Energy Office, Accident at Windscale No. 1 Pile, 10 oct.1957. London, HMSO, 1957.
11. Cantelon P. L., Williams R. C. A History, National Technical Service. The Department of Energy at Three Mile Island, 1980.
12. Construction, Commissioning and Operation of Advanced Gas-Cooled Reactors / Proc. Conf. IME, London., 1977г.
13. Hart G. Nuclear accident and recovery at Three Mile Island / Rep. Subcommittee Nuclear Regulation for the Committee on Environ, and Public Works. 1980.
14. «Чернобыльская катастрофа», Киев, Наукова думка, 1995.
15. Щербина В.Г. Первая ЦСР в Японии и ее уроки для объекта «Укрытие» в Украине. Славутич, 2000г.
16. Киселев А.И., Сурин А.И., и Чечеров К.П. «Результаты дополнительных исследований мест скопления лавообразных топливосодержащих масс на 4-ом блоке Чернобыльской АЭС», ИАЭ-5783/3 1994г.
17. Отчет «Требования и рекомендации по выбору первоочередных типов контейнеров для сбора, хранения и переработки РАО АЭС Украины», ИПЭ АЭС, НАЭК «Энергоатом», Киев, 2000г.
18. Crandall J.L., Krause H., Sombeit C., Uematsu K. High-level waste processing and disposal. Trans. Amer. Nucl. Soc. 1985. Vol. 48. P. 106-117.
19. А. Д. Скорбун, А. М. Алешин. Технология макировки контейнеров с радиоактивными отходами при помощи штрихового кодирования. УДК 666.974.6: 621.039.538. Киев, Чернобыль.
20. Т. Ю. Байбузенко, И. В. Петров, Унифицированный ряд контейнеров для РАО на АЭС. V-я конференция УкрЯО, ЗАЭС, Энергодар, 2000 г.
21. Программа обращения с радиоактивными отходами на Ровенской, Чернобыльской, Запорожской, Хмельницкой и Южно-Украинской АЭС.
22. Акт санитарно - технического состояния ПЗРО в 30- км зоне ЧАЭС. г. Чернобыль, 1987г. Инв. СП «Комплекс», ПТО № 456 от 14.06.87.
23. Акт проверки состояния ПЗРО и ПВЛРО в 30-км зоне ЧАЭС и соблюдения на них требований природоохранительного законодательства и радиационной безопасности от 28.07.1990г. инв. СП «Комплекс» ПТО № 1402 от 16.09.90.
24. Результаты инвентаризации мест хранения и захоронения РАО по состоянию на 01.01.93г., СП «Комплекс». Инв. № 102/482 от 13.05.93.
25. Отчет по договору № 247-Н. «Разработка проектов консервации ПВЛРО в 30-км зоне отчуждения ЧАЭС». НТЦ КОРО. Чернобыль - Желтые Воды, 1995.
26. Анализ особенностей ядерной и радиационной безопасности при обращении с РАО Зоны отчуждения и перспективные методы переработки РАО. НАН, Институт ядерных исследований. Киев, 1995.
27. Анализ особенностей ядерной и радиационной безопасности при обращении с РАО Зоны отчуждения и перспективные методы переработки РАО. НАН, Институт ядерных исследований. Киев, 1995.

28. Копейкин В.А. и др. Изучение геохимических особенностей миграции радионуклидов и ПВЛРО зоны Чернобыля. Отчет ЦНИИГеолнеруд, Казань 1992.
29. Программа «Могильники», разработанная в развитии п.п. 2.3.4, 2.3.5 Комплексной программы по снижению доз облучения персонала ЧАЭС и организаций в 30-км зоне на 1987 - 1988г.г, ХВМО СССР, МСЧ - 126, ВНИИАЭС. ИЭМ НПО «Тайфун», ПО «Комбинат», Ленспецкомбинат, ВНИИИТ 1986.
30. Техническое решение о консервации «III-ей очереди ЧАЭС» от 25.05.87г. Инв. СП «Комплекс» «ПТО № 440 от 21.02.88.
31. «Оценка экологической опасности РАО, локализованных на территории 3-ей очереди и стройбазы ЧАЭС и разработка мероприятий по ее предотвращению». Б.А. Каратаев, В.Б.Гайко, С.В.Тябин и др. Отчет. № 10/11 от 25.09.93. МНТЦ «Укрытие».
32. Аннотационная справка по договору 247-Н/96. Этап 16. Оценка фильтрационного выноса радионуклидов в объекты природной Среды из ПВЛРО «Комплексный». Прогнозный расчет миграции. НТЦ КОРО, г.Чернобыль, г.Желтые Воды, 1996.
33. Фукс Н.А. Механика аэрозолей. Москва, Издательство АН СССР, 1955.
34. Бадяев В.В., Егоров Ю.А., Скляр В.П., Стегачев Г.Ф. Тритий на атомных электростанциях. Радиационная безопасность и защита АЭС, Выпуск 5, Москва, Атомиздат, 1983.
35. Лангеккер К., Граупе Х. Тритий в реакторах с водой под давлением. СЭВ, Штральзунд, ГДР, 1972.
36. Бадяев В.В., Егоров Ю.А., Стегачев Г.Ф. и др. Динамическая модель накопления трития на АЭС с реакторами РБМК и обмена его с окружающей средой. Радиационная безопасность и защита АЭС. Вып. 7. М.: Энергоиздат, 1982. С. 164.
37. В.В. Бадяев, Ю.А. Егоров, Р. И. Кренявичус и др. Распространение трития и радиоуглерода в окружающей АЭС с РБМК среде. Радиационная безопасность и защита АЭС Вып. 8. М. Энергоатомиздат, 1984. С. 127.
38. Рублевский В. П., Голенецкий С.П., Кирдин Т.С. Радиоактивный углерода биосфере. М.: Атомиздат, 1979.
39. Былкин Б.К., Рублевский В.П., Хрулев В.П., Тищенко В.А. Радиоактивный углерод на действующих АЭС. Атомная техника за рубежом. 1988. №1.
40. Буткус Д. В., Земкаюс К.К., Стыро Б.И. Некоторые проблемы $^{85}\text{Kг}$ в атмосфере. Радиационная безопасность и защита АЭС. Выпуск 6. Москва, Энергоиздат, 1981.
41. Казаков В.А., Миронов В. Н., Ткаченко А.В., Федулов В. Ф. Экспериментальное исследование выхода радиоактивного йода в технологические помещения АЭС при истечении теплоносителя первого контура. Радиационная безопасность и защита АЭС Вып. 8. Москва, Энергоатомиздат, 1984. С. 49.
42. Крупчатников В.М. Вентиляция при работе с радиоактивными веществами. Москва, Атомиздат. 1973.
43. Ужов В.И., Мягков Б.И. Очистка промышленных газов фильтрами. Москва, Химия. 1970.
44. Нахутин И.Е., Очкин Д.В., Смирнова Н.М. и др. Газоочистка и контроль газовых выбросов АЭС. Москва, Энергоатомиздат, 1983.
45. Нахутин И.Е., Очкин Д.В. Сорбция радиоактивного вещества в хроматографической колонне. Инж.-физ. журнал, 1965. Т. 9. №1.
46. Нечеткий Ю. В., Яшкин Е.К., Ещеркин В.М. Очистка радиоактивных газообразных отходов АЭС. Москва, Энергоатомиздат, 1986.
47. Witt D.C., Biadley R.F. Liquid waste handling of spent fuelreprocessing complex. Nucl. Technol. 1979. Vol. 43, N 3/4.
48. Proc. of the Intern. Symposium on the Management of the Radioactive Wastes from Nuclear Fuel Cycle. Vienna: March 1976, IAEA-SM-207. Vienna: IAEA, 1976.
49. Proc. of Intern. Symp. of Radiactive Waste. Helsinki, July 1979, IAEA-SM-243.
50. Мартынов Б.В. Обращение с радиоактивными отходами. Киев, Техника, 1993.
51. Кузнецов Ю.В., Щebetновский В.Н., Трусов А.Г. Основы очистки воды от радиоактивных загрязнений. Москва, Атомиздат. 1974.
52. Очистка вод атомных электростанций. Под общей редакцией Кульского Л.А. Киев, Наукова думка, 1979.
53. Treatment of Low-and Intermediate-level Liquid Radioactive Wastes. Techn. Rep. Ser. N 236. Vienna: IAEA. 1984.
54. Землянхун В.И., Ильенко Е.И., Кондратьев А.Н. Радиохимическая переработка ядер-

ного топлива АЭС. Москва, Энергоатомиздат, 1989.

55. Соболев А.И., Хомчик Л.М. и др. Результаты эксплуатации опытно-промышленных установок битумирования. Москва, Атомная энергия. 1974.
56. Ильенко Е.Л., Царицына Л.Г., Котова Ю.М. Методы отверждения высокоактивных отходов в зарубежных ядерных центрах. Москва, ЦНИИАтоминформ, АИНФ-467, 1978.
57. Proc. of the Intern. Symposium Ceramics in Nuclear Waste Management, Cincinnati, Ohio, USA, April 30-2 May, 1979.
58. Management of cladding hules and fuel hardware. Techn. Rep. Ser. N 258. Vienna, IAEA, 1985.
59. Корешников В.С. Сортировка радиоактивных отходов. НПК АиМ ВостГОК.
60. Кондратьев А. Н., Косарев Ю. Л., Юликов Е. И. Проблемы транспортировки отработавшего ядерного топлива. Атомная энергия. 1978. Т. 44, вып. 2.
61. В. Н. Ершов, Ю. В. Казанов, А. Н. Кондратьев и др. Организация безопасного транспортирования отработавшего ядерного топлива в СССР. Intern. Symp. on the Back-End of the Nuclear Fuel Cycle – Strategigies and Options, 11-15 May 1987. IAEA-SM-294/89.
62. Пичурин С.Г., Новиков А.Д., Танский С.Г., Некоторые размышления о путях реализации комплексной программы обращения с радиоактивными отходами в Украине. «Атомна енергетика та промисловість України», № 2, 1999.
63. Пичурин С.Г., Новиков А.Д., Танский С.Г., Некоторые размышления о путях реализации комплексной программы обращения с радиоактивными отходами в Украине. «Атомна енергетика та промисловість України», № 2, 1999.
64. Международное Агентство по Атомной Энергии, Основные нормы безопасности по радиационной защиты. - Издание 1.982, Серия изданий по безопасности № 9, МАГАТЭ, Вена (1982)
65. Международное Агентство по Атомной Энергии, Требования по безопасной перевозке радиоактивных материалов. Издание 1985 (поправ. 1990), Серия изданий по безопасности № 6, МАГАТЭ, Вена.1990.
66. Международное Агентство по Атомной Энергии, Принципы установления пределов для выбросов радиоактивных веществ в окружающую среду. - Серия изданий по безопасности № 45, МАГАТЭ, Вена (1978)
67. Международное Агентство по Атомной Энергии, Принципы изъятия радиоактивных источников из под регулирующего контроля. - Серия изданий по безопасности № 89, МАГАТЭ, Вена, 1988.
68. Международное Агентство по Атомной Энергии. Обращение с радиоактивными эффлюентами и отходами, получаемыми на АЭС. - [Руководство по безопасности. Серия изданий по безопасности № 50-SG-01189, МАГАТЭ, Вена, 1986.
69. International Atomic Energy Agency, The Exemption from Regulatory Control of Wastes Arising from the Use of Radionuclides in Hospitals and Research Laboratories, Draft Report of Advisory Group Meeting, IAEA, Vienna, 1989.
70. International Atomic Energy Agency, Guide to the Safe Handling of Radioactive Wastes at Nuclear Power Plants. - Tech. Rep. Series, No. 198, IAEA, Vienna, 1980.
71. International Atomic Energy Agency, Management of Radioactive Wastes Produced by Users of Radioactive Materials. - Safety Series No. 70, IAEA, Vienna, 1985.
72. Reynders, R., et al.. The Interim Storage of Conditioned Low Level and Intermediate Level Radioactive Waste from Belgian Nuclear Activities. - IAEA-SM-303/99P, presented at the LAEA/CEC International Symposium on Management of Low- and Intermediate-Level Wastes, Stockholm, Sweden, May 16 - 20, 1988.
73. Eschrich, H., -EUROSTORAGE- Eurochemic's Interim Storage Facility for Conditioned Intermediate-Level Radioactive Waste. - ETR. 325. Eurochemic. Mol. Belgium, 1988.
74. Demonie, M., Claes, J. , Interim Storage Facility for Vitrified High-Level Waste.- in Pope, M., et al., editors. Spectrum 86, Proceedings of the ANS International Topical Meeting, Waste Management, Decontamination and Decommissioning, 1148 - 1155, Sept. 14-18, 1986, Niagara Falls, NY, USA, 1986.
75. EES/UK/LTD, Survey of Stores for Conditioned Intermediate and Low Level Wastes in Europe. - Report DoE/RW/85/158, Elektowatt Engineering Services (UK) Ltd., Horsham, West Sussex RH12 1 UP, England, 1985.
76. OECD/NEA in cooperation with national waste organizations. Nuclear Waste Management in OECD Countries. - brochures, «Nuclear Waste Management, Finland», OECD/NEA,

- Paris.
77. BLG, - Components for the Fuel Cycle Tail-End,
- Short Description of the Transport Cask Interim Storage Gorleben.
- Pilot Conditioning Facility Gorleben brochures in German, Brennelementlager Gorleben GmbH, Gorleben, Germany.
 78. BZA, The Ahaus Interim Storage for Fuel Elements, brochure in German, Brennelement-Zwischenlager Ahaus GmbH, Ahaus, Germany.
 79. OECD/NEA in cooperation with national waste organizations. Nuclear waste management. Netherlands, brochure.
 80. OECD/NEA in cooperation with national waste organizations. Nuclear waste management. Sweden, brochure.
 81. Brennecke, P.W., German Radwaste acceptance Requirements - Konrad and Gorleben Repository Projects, Nuclear Europe Worldscan, 1/2, 40, 1991.
 82. Кольская сверхглубокая. - М.: Недра, 1989.
 83. Handling and Final Storage of Spent Nuclear Fuel. - Stockholm: Karo-Bransle Sakerhet, 1989.
 84. Energy, Electricity and Nuclear Power Estimates for the Period up to 2015. IAEA, Vienna, 1994
 85. Захоронение ядерных отходов в очень глубоких скважинах. Отчет по исследованиям в рамках научно-исследовательских программ. - Стокгольм. 1989.
 86. Дороднов В.Ф., Кедровский О.Д., Лопатин В.В. и др. Основные положения по обоснованию возможностей захоронения ОЯТ в скважинах глубокого заложения. Труды ВНИИпромтехнологии. - 1994.
 87. Кедровский О.Д., Шишиц И.Ю., Леонов Е.А. Принципы выбора участков для подземных могильников отвержденных радиоактивных отходов. Атомная энергия, Т. 67, вып. 1, июль 1989.
 88. Саперов Е. В. Выбор конечного диаметра скважин могильника. Труды ВНИИпромтехнологии. 1964.
 89. Технические спецификации к тендерной документации на ПКОТРО при снятии с эксплуатации Чернобыльской АЭС.
 90. Сухов А. С., Контейнер с пассивной системой отвода тепла от ОТВС окружающему воздуху на базе низкотемпературных тепловых труб для длительного хранения на открытой площадке АЭС без использования бассейна выдержки ВВЭР-1000 (440). Институт поддержки эксплуатации АЭС Севастопольский филиал.
 91. Технические спецификации к тендерной документации на ЗПЖРО при снятии с эксплуатации Чернобыльской АЭС.
 92. Барбашев С.В., Радовская О.С. Постоянная профессиональная работа с общественностью - основа социальной поддержки ядерной энергетики и путь к ее развитию. Доклад на конференции УкрЯО, Киев, 8-11 окт. 2001 г.
 93. Оксенчук Л. Н. Хто володіє інформацією. Атомник України, № 30, 27 липня 2001 р.
 94. Развитие энергетики делает страну независимой. Энергетик, 26 июля 2001 г.
 95. Поченцов Г.Г. Паблик рилейшнз или как успешно управлять общественным мнением. М.: Центр, 1998г.
 96. Егоров Ю.А., Рябов И.Н., Тихомиров Ф.А. Экологические проблемы и концепции охраны окружающей среды в связи с развитием атомной энергетики. Доклад на I Всесоюзном радиобиологическом съезде, Москва, 1989
 97. Егоров Ю.А., Тихомиров Ф.А. Современные представления экологии ядерной энергетики. В сборнике материалов научного семинара «Экология АЭС». Москва, Ядерное общество СССР, 1992.
 98. European Nuclear Society, 1995, № 1, Berne, Switzerland
 99. Sources, Effects and Risks of Ionizing Radiation. UN Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation. 1988 Report to the General Assembly. UN, New-York..
 - 100 The Safety of Nuclear Power. Safety Series № 75-INSAG-5, 1992, IAEA
 - 101 Бюллетень МАГАТЭ, т. 31, № 4, 1989, с. 5.
 102. Crandall J.L., Krause H., Sombert C., Uematsu K. High-level waste processing and disposal. Trans. Amer. Nucl. Soc. 1985. Vol. 48. P. 106-117.
 - 103 Носовский А. В. Вопросы дозиметрии и радиационная безопасность на АЭС. Укротомиздат, 1998.

105. Никифоров А. С., Кулиденко В.В., Жихарев В. И. Обезвреживание жидких радиоактивных отходов. Москва, Энергоатомиздат, 1985.
105. Санитарные правила проектирования и эксплуатации атомных электростанций СП АЭС-79. - М.: Энергоиздат, 1981.
106. Грин Х., Лейн В. Аэрозоли - пыли, дымы, туманы. Пер. с англ. Под редакцией Н.А. Фукса. Л.: Химия, 1969.
107. Бадяев В.В., Егоров Ю.А. и др Характеристика радиоактивных выбросов и сбросов Чернобыльской АЭС в начальный период эксплуатации и результаты наблюдений за их распределением в окружающей среде.. Радиационная безопасность и защита АЭС. Вып. 9. М.: Энергоатомиздат, 1985.
- 108 Handling and Final Storage of Spent Nuclear Fuel. - Stockholm: Karo-Bransle Sakerhet, 1989.
- 109 Козлов В. Ф. Справочник по радиационной защите.. Энергоатомиздат. Москва, 1991г.
110. Вишневский И.Н., Трофименко А.П. Анализ экономических показателей и экологического воздействия различных источников энергии. Сборник научных статей, Выпуск 2, УЯО, Одесса, 1997.
- 111 Теодор В. Тэйлор. Ядерное оружие третьего поколения., В мире науки, 1987. №6.
- 112 Всеобъемлющее исследование, касающееся ядерного оружия; Вопросы разоружения, № 77., ООН, 1991.
113. Дубасов Ю.В., Матущенко А.М., Филонов Н. П., Харитонов К. В., Чернышев А. К. Ядерная энергия и окружающая среда., Вена, МАГАТЭ. 1977.
114. К вопросу о радиационно-гигиенической обстановке в регионе Семипалатинского полигона. Информационный бюллетень Центра общественной информации. Специальный выпуск. 20 января 1993., М., ЦНИИАтоминформ.1993.
115. Ионизирующие излучения: источники и биологические эффекты. Научный комитет ООН по действию атомной радиации (НКДАР). Доклад за 1982г. Генеральной Ассамблеи. т.1. ООН, Нью-Йорк, 1982.
116. Облучение в результате испытаний ядерного оружия и ядерного топливного цикла военного назначения, Материалы к 34 сессии НКДАР 14-18 апреля 1986 г., ООН, Нью-Йорк, 1986.
- 117 Развитие энергетики делает страну независимой. Энергетик, 26 июля 2001г.
118. Кизилов А.И., Навроцкий А.И., Сокурская Л.Г., Филинская Л.В., Саппа Н.Н.. Городское население Украины об экологии и атомных станциях. Сб. материалов научного семинара «Экология АЭС», Одесса, 4-8 октября 1993 г., с.80-86.
119. Шигера В. Ю. Зарубежный опыт обращения с радиоактивными отходами. «Атомна енергетика та промисловість України». № 2-4, Укратомвидав, 2000р.
120. Закон Украины «Об обращении с радиоактивными отходами».
21. Закон Украины «Об охране окружающей природной среды».
122. Закон Украины «Об использовании ядерной энергии и радиационной безопасности».
123. Постановление КМУ от 05.04.99 г. №542. Комплексная программа обращения с РАО.
124. НД 306.607.95 Требования к обращению с радиоактивными отходами до их захоронения.
125. НД 306.604.95 Захоронение радиоактивных отходов в приповерхностных хранилищах.
126. НРБУ-97/2000Д «Нормы радиационной безопасности Украины».

Приложение 1. Сравнение систем классификации твердых радиоактивных отходов МАГАТЭ и Украины

Классы отходов		Типовые характеристики	
МАГАТЭ	Украина	МАГАТЭ	Украина
	Не радиоактивные отходы		С концентрацией альфа-излучающих изотопов менее 7,4 МБк/т. Для трансурановых альфа-излучающих изотопов с концентрацией менее 0,37 МБк/т, С концентрацией бета-излучающих изотопов менее 74 МБк/т. С концентрацией гамма-излучающих изотопов менее 0,1 мг эквивалента радия/т.
Отходы, освобожденные от контроля	Отходы освобожденные от регулирующего контроля	Уровни активности равны или не превышают национальные уровни освобождения, основанные на годовой дозе населения, не превышающей 0,01 мЗв	Индивидуальная эквивалентная доза для критической группы не должна превышать 0,05 мЗв/год (в диапазоне до 0,01 мЗв/год). Коллективная доза, обусловленная деятельностью по обращению с радиоактивными отходами, которые освобождаются от регулирующего контроля не должны превышать 1 чел.Зв/год
Низко- и среднеактивные отходы (НСАО)		Уровни активности выше уровней освобождения и тепловая энергия не выше 2 кВт/м	
Короткоживущие отходы (НСА-КЖО)	Отходы освобожденные от регулирующего контроля;	Ограниченные концентрации долгоживущих радионуклидов (предельное значение по долгоживущим альфа-излучающим радионуклидам для отдельной упаковки отходов- 4000 Бк/г (4 ГБк/т), Общее среднее предельное значение - 400 Бк/г (0,4 ГБк/т) на одну упаковку.	Индивидуальная эквивалентная доза для критической группы не должна превышать 0,05 мЗв/год (в диапазоне от 0,01 до 0,05 мЗв/год). Коллективная доза, обусловленная деятельностью по обращению с радиоактивными отходами, которые освобождаются от регулирующего контроля не должны превышать 1 чел.Зв/год.
	Группа I		Группа I: от 7,4 МБк/т до 0,37 ГБк/т по альфа от 74 МБк/т до 3,7 ГБк/т по бета и гамма
	Группа II (частично)		Группа II: От 3,7 ГБк/т до 3,7 ТБк/т по бета и гамма излучающим нуклидам. От 0,37 ГБк/т до 0,4 ГБк/т в среднем на упаковку и до 4 ГБк/т для отдельной упаковки по долгоживущим альфа-излучающим нуклидам.
	Группа III (частично)		Группа III: > 3,7 ТБк/т по по бета и гамма излучающим нуклидам и от 0,37 ГБк/т до 0,4 ГБк/т в среднем на упаковку и до 4 ГБк/т для отдельной упаковки по долгоживущим альфа-излучающим нуклидам. Для трансурановых альфа-излучающих изотопов с концентрацией менее 0,37 МБк/т,
Долгоживущие отходы (НСА-ДЖО)	Группа II (частично),	Концентрация долгоживущих радионуклидов, превышающая предельные значения для короткоживущих отходов	Группа II: От 3,7 ГБк/т до 3,7 ТБк/т по бета и гамма излучающим нуклидам. От 0,4 ГБк/т в среднем на упаковку и от 4 ГБк/т для отдельной упаковки и до 0,37 ТБк/т по долгоживущим альфа-излучающим нуклидам

	Группа III		Группа III: 3,7 ТБк/т по бета и гамма излучающим нуклидам, 0,37 ТБк/т по альфа излучающим нуклидам. Для трансурановых альфа-излучающих изотопов с концентрацией более 0,37 МБк/т,
Высокоактивные отходы	Группа II (частично),	Тепловая энергия выше уровня приблизительно в 2 кВт/м ² и концентрации долгоживущих радионуклидов, превышающие предельные значения, установленные для короткоживущих отходов	Группа II: От 3,7 Гбк/т до 3,7 ТБк/т по бета и гамма излучающим нуклидам. От 0,4 Гбк/т в среднем на упаковку и от 4 Гбк/т для отдельной упаковки и до 0,37 ТБк/т по долгоживущим альфа-излучающим нуклидам
	Группа III		Группа III: >3,7 ТБк/т по бета и гамма излучающим нуклидам; >0,37 ТБк/т по альфа излучающим нуклидам. Ограничений по трансурановым альфа излучающим нуклидам нет

Приложение 2.

Фундаментальные физические постоянные.

Постоянная	Числовое значение
Скорость света в вакууме	$2,99792458 \cdot 10^8 \text{ м} \cdot \text{с}^{-1}$
Магнитная постоянная	$4\pi \cdot 10^{-7} \text{ Гн} \cdot \text{м}^{-1} = 1,25663706144 \cdot 10^{-6} \text{ Гн} \cdot \text{м}^{-1}$
Электрическая постоянная	$8,85418782 \cdot 10^{-12} \text{ Ф} \cdot \text{м}^{-1}$
Постоянная Планка	$6,626176 \cdot 10^{-34} \text{ Дж} \cdot \text{с}$
	$1,0545887 \cdot 10^{-34} \text{ Дж} \cdot \text{с}$
Масса покоя электрона	$9,109534 \cdot 10^{-31} \text{ кг}$
	$5,4858026 \cdot 10^{-4} \text{ а. е. м.}$
Масса покоя протона	$1,6726485 \cdot 10^{-27} \text{ кг}$
	$1,007276470 \text{ а. е. м.}$
Масса покоя нейтрона	$1,6749543 \cdot 10^{-27} \text{ кг}$
	$1,008665012 \text{ а.е.м.}$
Отношение массы протона к массе электрона	1836,15152
Заряд электрона (абсолютная величина)	$1,6021892 \cdot 10^{-19} \text{ Кл}$
	$4,803242 \cdot 10^{-10} \text{ ед. СГСЭ}$
Отношение заряда электрона к его массе	$1,7588047 \cdot 10^{11} \text{ Кл} \cdot \text{кг}^{-1}$
Магнетон Бора	$9,274078 \cdot 10^{-24} \text{ Дж} \cdot \text{Тл}^{-1}$
Ядерный магнетон	$5,050824 \cdot 10^{-27} \text{ Дж} \cdot \text{Тл}^{-1}$
Магнитный момент нейтрона в ядерных магнетонах	1,91315
Магнитный момент протона в ядерных магнетонах	2,7928456
Атомная единица массы	$1,6605655(86) \cdot 10^{-27} \text{ кг}$
Постоянная Авогадро	$6,022045 \cdot 10^{23} \text{ моль}^{-1}$
Постоянная Фарадея	$96484,56 \text{ Кл} \cdot \text{моль}^{-1}$
Молярная газовая постоянная	$8,31441 \text{ Дж} \cdot \text{моль}^{-1} \cdot \text{К}^{-1}$
Объем моля идеального газа при нормальных условиях	$22,41383 \cdot 10^{-3} \text{ м}^3 \cdot \text{моль}^{-1}$
Постоянная Больцмана	$1,380662 \cdot 10^{-23} \text{ Дж} \cdot \text{К}^{-1}$

Приложение 3. Единицы физических величин (соотношения для перевода в СИ).

1 Е	10^{-10} м	10^{-8} см	10^{-4} мкм	10^{-1} нм
1 г/см ³	10^3 кг/м ³	1 т/м ³		
1 дин	10^{-5} Н	$1,02 \cdot 10^{-9}$ кгс		
1 атм	$1,01 \cdot 10^5$ Па	$1,01 \cdot 10^6$ дин/см ²	1,03 кгс/см ²	
1 мм рт. ст.	$1,33 \cdot 10^2$ Па	13,6 мм вод. ст.		
1 эрг	10^{-7} Дж	1,02 кгс·м	$2,39 \cdot 10^{-8}$ кал	$6,24 \cdot 10^{11}$ эВ
1 Кл	$3 \cdot 10^9$ ед. СГСЭ	0,1 ед. СГСМ		
1 А	$3 \cdot 10^9$ сд. СГСЭ	0,1 ед. СГСМ		
1 В	$3,34 \cdot 10^{-3}$ ед. СГСЭ	10^8 ед. СГСМ		
1 Ом	$1,11 \cdot 10^{-12}$ ед. СГСЭ	10^9 ед. СГСМ		
1 Ф	$8,99 \cdot 10^{11}$ см	10^9 ед. СГСМ		
1 Тл	$3,34 \cdot 10^{-7}$ ед. СГСЭ	10^4 Гс		
1 Гн	$1,11 \cdot 10^{-12}$ ед. СГСЭ	10^9 см		
1 А/м	$3,77 \cdot 10^8$ ед. СГСЭ	$1,26 \cdot 10^{-2}$ Э		

Приложение 4. Множители и приставки для образования десятичных кратных и дольных единиц и их наименований.

Множитель	Приставка	Обозначение приставки	Множитель	Приставка	Обозначение приставки
10^{18}	экса	Э	10^{-1}	деци	д
10^{15}	пета	П	10^{-2}	санتي	с
10^{12}	тера	Т	10^{-3}	милли	м
10^9	гига	Г	10^{-6}	микро	мк
10^6	мега	М	10^{-9}	нано	н
10^3	кило	к	10^{-12}	пико	п
10^2	гекто	г	10^{-15}	фемто	ф
10^1	дека	да	10^{-18}	атто	а

мкЗВ	мЗв	Зв	мкБэр	мБэр	Бэр
мкГр	мГр	Гр	мкР	мР	Р
0,001	0,000001	0,000000001	0,1	0,0001	0,00000001
0,01	0,00001	0,000000001	1	0,001	0,0000001
0,1	0,0001	0,00000001	10	0,01	0,000001
1	0,001	0,0000001	100	0,1	0,0001
10	0,01	0,000001	1.000	1	0,001
100	0,1	0,0001	10.000	10	0,01
1000	1	0,001	100.000	100	0,1
10.000	10	0,01	1.000.000	1.000	1
100.000	100	0,1	10.000.000	10.000	10
1.000.000	1.000	1	100.000.000	1	100
10.000.000	10.000	10	1.000.000.000	1.000.000	1.000
100.000.000	100.000	100	10.000.000.000	10.000.000	10.000
1.000.000.000	1.000.000	1.000	100.000.000.000	100.000.000	100.000

Оглавление

Введение.....	3
Глава 1. Источники радиации, созданные человеком.....	7
Глава 2. Мировое развитие ЯЭУ.....	35
Глава 3. Примеры основных аварий на ЯЭУ.....	48
Глава 4. Объект «Укрытие» и радиоактивное загрязнение акватории Днепра.....	79
Глава 5. Источники образования радиоактивных отходов.....	94
Глава 6. Обращение с радиоактивными отходами.....	105
Глава 7. Контейнеры для радиоактивных отходов.....	118
Глава 8. ПВРО и ПВЛРО в зоне ликвидации последствий аварии.....	151
Глава 9. Газообразные радиоактивные выбросы.....	175
Глава 10. Очистка газо-аэрозольных выбросов АЭС.....	189
Глава 11. Снижение активности ИРГ.....	205
Глава 12. Жидкие радиоактивные отходы.....	211
Глава 13. Очистка жидких радиоактивных отходов.....	216
Глава 14. Концентрирование и отверждение жидких радиоактивных отходов.....	237
Глава 15. Хранение концентратов ЖРО.....	265
Глава 16. Твердые радиоактивные отходы.....	270
Глава 17. Концентрирование твердых РАО.....	275
Глава 18. Отработавшее ядерное топливо.....	285
Глава 19. Транспортировка отработавшего топлива.....	298
Глава 20. Захоронение радиоактивных отходов.....	310
Глава 21. Вывод ядерных установок из эксплуатации.....	318
Глава 22. Основные концепции хранилищ радиоактивных отходов.....	334
Глава 23. Практические примеры хранилищ РАО за рубежом.....	342
Глава 24. Состояние ядерно-энергетического комплекса Украины.....	368
Глава 25. Захоронение РАО в геологические формации.....	381
Глава 26. Промышленный комплекс ЧАЭС по обращению с ТРО (ПКОТРО).....	391
Глава 27. Сухие хранилища ОТВС (СХОЯТ) на АЭС.....	402
Глава 28. Завод по переработке жидких РАО (ЗПЖРО).....	416
Глава 29. Быть или не быть ядерной энергетике.....	436
Заключение.....	467
Перечень принятых сокращений.....	471
Термины и определения.....	472
Перечень использованной литературы.....	477
Приложения.....	482

Висвітлюються сучасні знання в галузі поводження з радіоактивними відходами на прикладі найбільшої техногенної аварії на Чорнобильській АЕС.

Автори на прикладі атомної станції, яка після аварії 1986 року стала в значному ступені дослідним полігоном, доносять до читачів все багатограння проблем, які приходиться вирішувати персоналу атомної станції та працівникам наукових організацій.

Книга розрахована на широке коло читачів. Буде корисною для студентів, інженерів, спеціалістів та наукових співробітників, які зайняті у сфері використання ядерної енергії, джерел іонізуючого випромінювання, радіаційних технологій та для отримання сучасного досвіду поводження з ядерними ділимими матеріалами.

Науково-виробниче видання

Ключников Олександр Олександрович, **Пазухін** Едвард Михайлович,
Шігера Юрій Михайлович, **Шігера** Владислав Юрійович

РАДІОАКТИВНІ ВІДХОДИ АЕС І МЕТОДИ ПОВОДЖЕННЯ З НИМИ

Монографія

(Російською мовою)

Монографію надруковано в авторській редакції.

Підп. до друку 04.04.2005 р. Формат 70 × 90¹/₁₆.

Папір офсет. Гарнітура Таймс. Друк офсет.

Ум. друк. арк. 29,7. Обл.-вид. арк. 28,7. Тираж 500. Зам. № 5-54.

Інститут проблем безпеки АЕС НАН України.

Київська обл., 07270, м. Чорнобиль, вул. Кірова, 36-а

Свідоцтво суб'єкта видавничої справи ДК № 2114 від 25.02.2005 р.

АТ "Книга".

04655 МСП, м. Київ-53, вул. Артема, 25.

Свідоцтво суб'єкта видавничої справи ДК № 1911.

Для заметок

Для заметок