

МИНИСТЕРСТВО ОБРАЗОВАНИЯ И НАУКИ
РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ

НАЦИОНАЛЬНЫЙ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ ЯДЕРНЫЙ
УНИВЕРСИТЕТ «МИФИ»

ТЕХНИЧЕСКИЕ АСПЕКТЫ ЯДЕРНОГО НЕРАСПРОСТРАНЕНИЯ

Рекомендовано УМО «Ядерные физика и технологии»
в качестве учебного пособия
для студентов высших учебных заведений

Москва 2010

УДК 621.039.54 (075)
ББК 31.46ня7
Т 38

Технические аспекты ядерного нераспространения: *Учебное пособие* / Э.Ф. Крючков, Н.И. Гераскин, В.Б. Глебов, В.М. Муругов, А.Н. Шмелев. М.: НИЯУ МИФИ, 2010. – 224 с.

В пособии рассмотрены технические аспекты проблемы нераспространения – эволюция ядерных технологий и их современное состояние, топливные ресурсы и перспективы развития ядерной энергетики, анализируется защищенность от распространения различных ядерных топливных циклов, международные и национальные гарантии ядерного нераспространения, вопросы оценки внутренней защищенности ядерных материалов и методы повышения их защищенности, рассматривается понятие ядерных материалов оружейного качества и анализируются направления реализации договоренностей по сокращению оружейных ядерных материалов.

Учебное пособие предназначено для студентов, специализирующихся в области ядерных энергетических технологий, безопасного обращения и нераспространения ЯМ. Подготовлено в рамках методического обеспечения подготовки специалистов по профилю 140309 «Безопасность и нераспространение ядерных материалов», направление подготовки 140300 «Ядерная физика и технологии». Оно может быть полезно студентам старших курсов и аспирантам при изучении технических вопросов нераспространения ядерных материалов.

Подготовлено в рамках Программы создания и развития НИЯУ МИФИ.

Рецензент проф. А.М. Загребав

ISBN 978-5-7262-1277-7

© Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», 2010

Редактор Е.Е. Шумакова
Оригинал-макет изготовлен Г.А. Бобровой

Подписано в печать 10.12.2009. Формат 60x84 1/16
Печ.л. 16,0 Уч.-изд.л. 14,0 Тираж 200 экз.
Изд. № 1/4/70 Заказ № 32

*Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ».
115409, Москва, Каширское шоссе, д.31*

*ООО «Полиграфический комплекс «Курчатовский».
144000, Московская область, г. Электросталь, ул. Красная, д. 42*

ОГЛАВЛЕНИЕ

| | |
|---|-----|
| Глава 1. Перспективы развития ядерной энергетики..... | 5 |
| 1.1. Перспективы развития традиционной энергетики..... | 11 |
| 1.2. Потенциальные возможности возобновляемых источников энергии..... | 15 |
| 1.3. Топливные ресурсы ядерной энергетики..... | 18 |
| 1.4. Ядерные технологии – гарант безопасности и конкурентоспособности в XXI веке..... | 24 |
| Глава 2. Ядерные технологии и ядерные материалы, пригодные для создания ядерного оружия..... | 32 |
| 2.1. Пути решения проблемы нераспространения ядерного оружия..... | 32 |
| 2.2. Исторический взгляд на разработку ядерных технологий и промышленных производств, необходимых для создания ядерного оружия..... | 41 |
| 2.3. Создание первых ядерных бомб..... | 49 |
| 2.4. Современное состояние ядерных технологий..... | 57 |
| Глава 3. Самозащищенность ядерных материалов от переключения на немирные цели..... | 105 |
| 3.1. Технические возможности использования ядерных материалов в террористических целях..... | 105 |
| 3.2. Оружейные ядерные материалы..... | 8 |
| 3.3. Методы обращения с избыточными оружейными ядерными материалами..... | 112 |
| 3.4. Повышение внутренней защищенности необлученного уранового топлива с помощью денатурации урана изотопом ^{232}U | 128 |
| 3.5. Стандарт защищенности отработанного ядерного топлива..... | 134 |

| | |
|---|-----|
| Глава 4. Международные гарантии нераспространения..... | 137 |
| 4.1. Договор о нераспространении ядерного оружия..... | 137 |
| 4.2. Международные гарантии. Деятельность МАГАТЭ..... | 140 |
| 4.3. Экспортный контроль ядерных материалов, оборудования и технологий..... | 150 |
| 4.4. Проблемы, встретившиеся на пути развития режима нераспространения..... | 164 |
| Глава 5. Национальные гарантии нераспространения..... | 171 |
| 5.1. Законодательная и нормативная базы осуществления национальных гарантий нераспространения..... | 171 |
| 5.2. Учет и контроль ядерных материалов..... | 176 |
| 5.3. Физическая защита ядерных материалов и установок. . . | 202 |
| Список литературы..... | 224 |

Глава 1

ПЕРСПЕКТИВЫ РАЗВИТИЯ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

Имеющийся опыт и проводимые исследования показывают, что корректный прогноз развития энергетики (в особенности ядерной) – задача исключительно интересная, но и трудная. Что касается энергетики в общем смысле, трудности прогноза ее развития определяются двумя принципиальными моментами. С одной стороны, достоверная глубина прогнозирования не превышает (в лучшем случае) ~ 20 лет. С другой стороны, энергетика – одна из самых капиталоемких отраслей народного хозяйства и это определяет ее значительную инерционность. Изменение структуры энергетики, как и внедрение в ней новых технических решений крупного масштаба, максимально затруднено. От начала разработки технической идеи (конструкции) до начала внедрения – не менее 10 лет, строительство ~ 5 – 10 лет, эксплуатация – 30 – 40 лет и более.

Сроки сооружения электростанции:

- ГЭС – 5 – 7 лет;
- ТЭС – 3 – 5 лет;
- АЭС – 7 – 8 лет.

Сроки сооружения топливодобывающих предприятий:

- угольные шахты и карьеры 3 – 5 лет;
- урановые рудники 10 – 15 лет;
- нефтеперерабатывающие заводы ~ 5 лет.

Сроки сооружения средств передачи энергии:

- ЛЭП – 3 – 5 лет;
- газопроводы \leq 3 года.

Срок строительства специализированных машиностроительных заводов (типа «Атоммаш») \leq 5 – 10 лет.

Поэтому перестройка структуры энергетики, переход к использованию в заметных масштабах нового энергоисточника занимает десятилетия, как показывает история развития.

Если к 30 – 40 годам необходимого срока службы электростанции добавить время, затраченное на разработку оборудования и на его изготовление, а также на строительство, то это составит не менее 50 лет. За этот период научно-технический прогресс в машиностроении и в других смежных областях энергетики шагнет далеко. Это означает, что роль на-

учно-технического прогноза в энергетике крайне высока. Уже при начале проектирования новых энергетических установок ~2000 г., необходимо было предвидеть возможные новые технические решения, состояние развития ТЭК через ~50 лет, т.е. в 2050 г.

Это несоответствие (необходимость прогноза развития на срок до ~50 лет при достоверной глубине прогнозирования в современных условиях 20 лет) и составляет принципиальную трудность поставленной задачи.

В ЯЭ ситуация с прогнозом наиболее сложная: в ведущих «ядерных» державах ядерная наука и технология «пронизывает» и определяет социально-политическую и технико-экономическую жизнь общества. Ядерная наука и технология являются не только основой ЯЭ как части энергетического рынка, но и основой оборонной мощи страны, основой ее державности.

Более того, не только ядерная энергетика, но и фундаментальная и прикладная науки, промышленность и медицина, производство продуктов питания опираются на использование ядерно-физических методов и технологии. Достаточно сказать, что роль неэнергетической составляющей («объем» бизнеса) в современном западном обществе (ОЭСД-страны, США, Япония и др.) в 5 – 7 раз превышает объем бизнеса в ядерной энергетике. Система разработки новой техники в национальных лабораториях США и закрытых административно-территориальных образованиях (ЗАТО) СССР стала основой решения стратегических задач страны (ядерное и ракетное оружие, космос, термоядерное оружие, лазерная техника). Культура физической безопасности ядерных установок (АЭС и ЯТЦ), система международной безопасности стали основой применительно ко всем сферам техногенной деятельности двойного назначения.

Только ядерная технология, по крайней мере в России, способна обеспечить переход к интенсивной экономике, переход от сырьевой экономики к индустриальной, машиностроительной, где научно-технический потенциал играет роль двигателя общественного и промышленного развития (образование, культура безопасности, экология и экономика), в 4 – 5 раз снижая долю сырьевого сектора.

До недавнего времени наиболее широко были распространены прогнозы, основанные на прямой экстраполяции прошлых тенденций в будущее. Однако эта концепция оказалась очень ненадежной:

- во-первых, конечный результат в значительной мере зависит от выбора начального периода времени, взятого за основу анализа тенденций для дальнейшей экстраполяции;

- во-вторых, в условиях существенной недостаточности запасов невозобновляемых энергетических ресурсов и ограниченной возможности использования возобновляемых ресурсов, рост энергопотребления с постоянно возрастающим ежегодным приростом не может продолжаться неограниченное время;

- в-третьих, как показывает опыт, в странах с высоким уровнем промышленного развития проявляется тенденция к асимптотическому выходу на некоторый практически постоянный уровень удельного энергопотребления.

Анализ указанного опыта позволяет утверждать, что уровень потребления энергии на душу населения и численность населения в мире и в отдельных странах в достаточно отдаленном будущем придут к стационарному состоянию. Это стационарное состояние может быть в различных регионах различно (различные климатические условия и т.п.) (рис. 1.1). Эти положения лежат в основе «гипотетической»¹ модели, которая строится на предположениях, что:

- распределение энергии на душу населения будет равномерно среди всех жителей земного шара;

- удельное энергопотребление² в будущем стабилизируется на уровне, достаточном для обеспечения уровня жизни населения (стабилизация удельного энергопотребления на уровне ~20 кВт (тепл.)-год/чел.);

- численность населения мира в конечном счете перейдет к стационарному состоянию (10 – 12 млрд чел.).

Предполагается, что при достижении в среднем в мире уровня энергопотребления, близкого к наивысшему удельному потреблению, характерному в настоящее время для наиболее развитых в экономическом отношении стран, произойдет его стабилизация без дальнейшего существенного изменения. В среднем в мире удельное энергопотребление составляет в настоящее время 3 т у.т./чел-год, в США – 16 т у.т./чел.год³. Последнее значение можно принять за асимптотическую величину, если учесть, что в будущем потребуются дополнительные затраты энергии для поддержания плодородия почв, опреснения воды, повторного ис-

¹ Модель является «гипотетической» в том смысле, что она исходит из предположений, которые хотя и кажутся обоснованными, но не могут быть строго доказаны во всех отношениях.

² Под удельным энергопотреблением в дальнейшем будем понимать количество первичной энергии, потребляемой в расчете на одного человека в течение года, например, в единицах т у. т./чел.-год.

³ 1 т у.т. = $7 \cdot 10^6$ ккал; 1000 кВт = 0,123 т у.т.

пользования ресурсов, охраны окружающей среды. В настоящее время производство продуктов питания в развивающихся регионах мира, где проживает около 75 % населения Земли, хотя и возрастает, но не опережает прироста численности населения. Энергетические затраты здесь необходимы прежде всего для повышения урожайности почв, освоения новых и рекультивации загубленных земель и т.д.



Рис. 1.1. Энергетическая лестница развития (GJ – гигаджоуль)

Не менее, а возможно и более остро стоит уже сейчас проблема пресной воды для населения Земли. Не исключено, что в будущем проблема питания человечества отойдет на второй план, уступив проблеме пресной воды. Потребление воды увеличивается непрерывно как с ростом населения, так и с развитием промышленности. Для производства одного литра бензина нужно около десяти литров воды, одного килограмма бумаги – 100 л, тонны цемента – 3500 л пресной воды. Из общих запасов воды на Земле ($1,4 \cdot 10^9 \text{ км}^3$) 97,3 % приходится на долю морей и океанов и непригодно для непосредственного использования. Из оставшихся

2,7 %, определяющих запасы пресной воды, более 75 % приходится на ледники, 24,5 % на подземные воды, расположенные на глубине до нескольких километров, и только 0,36 % запасов пресной воды непосредственно доступны для человека. Поэтому необходимо планировать дополнительный расход энергии для опреснения и разработки труднодоступных запасов пресной воды, в том числе, например, путем транспортировки пресной воды в виде айсбергов.

Что касается дополнительных энергозатрат для обеспечения промышленности будущего минеральным сырьем, то такие полезные ископаемые, как свинец, цинк, медь и ряд других, стали дефицитными уже в начале нового столетия.

Это требует освоения бедных руд (на их долю приходится $\sim 2/3$ всех запасов), разработки глубинных месторождений, освоения шельфовых залежей. Более остро встанет вопрос о повторном использовании материалов. Уже сейчас человечество ежегодно перерабатывает 20 млрд т горной массы, из которых в полезный потребляемый продукт перерабатывается только 1 – 2 %. Остальные 98 – 99 %, получив вредные физико-химические свойства, попадают в воздух, почву, воду.

Одна из предполагаемых статей затрат связана с возможностью перехода к искусственным энергоносителям. Ожидается, что использование в качестве вторичного энергоносителя, например водорода, откроет большие перспективы для решения проблем защиты окружающей среды, развития новых направлений промышленности и транспорта.

Итак, можно считать, что для сохранения высокого уровня жизни, присущего сегодня населению высокоразвитых стран, и для достижения этого уровня в остальных, сейчас только развивающихся регионах мира, в будущем потребуется увеличить среднее в мире удельное энергопотребление до $\sim 22 - 25$ т у.т./чел.-год.

Динамика роста энергопотребления определяется изменением удельного энергопотребления и изменением численности населения.

В соответствии с последними прогнозами (ООН, Институт системного анализа ПАСА и др.) численность населения Земли стабилизируется к 2100 г. на уровне 8 – 14 млрд человек (рис. 1.2 [1] и табл. 1.1, 1.2). При этом нетрудно увидеть, что с учетом темпа роста населения по регионам (табл. 1.2) в 2100 г. при общей численности населения ≈ 14 млрд человек в развивающихся странах будет проживать более 11 млрд человек (около 7 млрд – в Азии, примерно 3 млрд – в Африке, около 1 млрд – в Латинской Америке) при населении Европы ≈ 1 млрд чел. Напомним, что в настоящее время из 4 млрд населения, проживающего в развивающихся

странах, более 50 % не имеют доступа к электричеству. При сохранении этой тенденции к концу XXI века уже более 5 млрд человек не будут иметь этого доступа: можно сказать, что так называемая «ниша Бен Ладена» – беднейшая часть населения Земли, вырастет более чем вдвое.

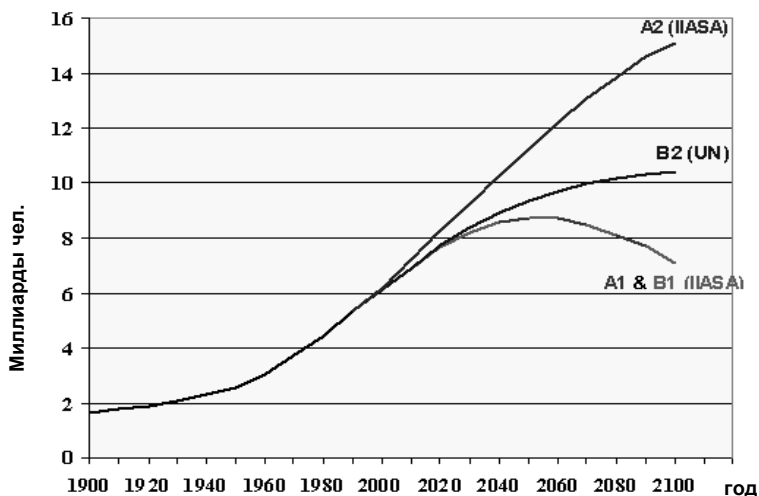


Рис. 1.2. Перспективы роста населения

Таблица 1.1

Мировое население (млн чел.)

| Год | 1980 | 1985 | 1990 | 1995 | 2000 |
|-------------------|------|------|------|------|------|
| Всего в мире | 4430 | 4827 | 5257 | 5670 | 6066 |
| Азия | 2565 | 5815 | 3084 | 3321 | 3565 |
| Африка | 467 | 536 | 619 | 708 | 796 |
| Европа | 782 | 807 | 831 | 861 | 869 |
| Латинская Америка | 361 | 401 | 441 | 481 | 520 |
| Северная Америка | 255 | 268 | 282 | 299 | 316 |

Таблица 1.2

Темп роста населения (%)

| Год | 1985–1990 | 1990–1995 | 1995–2000 |
|-------------------|-----------|-----------|-----------|
| Всего в мире | 1,7 | 1,5 | 1,4 |
| Азия | 1,8 | 1,5 | 1,4 |
| Африка | 2,9 | 2,7 | 1,4 |
| Европа | 0,6 | 0,7 | 0,2 |
| Латинская Америка | 1,9 | 1,8 | 1,6 |
| Северная Америка | 1,0 | 1,2 | 1,1 |

Оценки энергопотребления, полученные с помощью гипотетической модели, хорошо согласуются с результатом анализа динамики роста потребности в энергетических источниках, выполненным различными международными организациями (МИРЭК, WEC, ПАСА) на период до 2020 г. Что касается прогноза на более поздние сроки, то результаты использования гипотетической модели, по-видимому, следует рассматривать лишь как ориентировочную оценку потребности в энергии в период 2020 – 2100 гг.

Численные результаты прогноза энергопотребления удобно выражать через условные единицы: 1 т у.т. = $7 \cdot 10^6$ ккал, называемые обычно «угольным эквивалентом» или через также широко применяемый «нефтяной эквивалент» 1 т нэ = $9,8 \cdot 10^6$ ккал. Для глобальных оценок удобны более крупные единицы: млрд т у.т., или млрд т нэ.

Для показательности оценок удобно принимать в качестве единицы величину глобального энергопотребления в 2000 г., равную $1Q \approx 10$ млрд т нэ (Gtoe). По прогнозу к 2050 г. ежегодное интегральное потребление энергоресурсов на Земле достигнет не менее $2Q$, к 2100 $\approx 3 - 4Q$.

1.1. Перспективы развития традиционной энергетики

Во всех современных сценариях, рассматривающих будущее энергетики, основу составляет оптимальное сочетание различных источников энергии:

- невозобновляемого топлива (органического и ядерного);

- возобновляемого (гидро-, солнечной энергии, энергии ветра, наряду с приливной, волновой и тепловой энергией океанов, геотермальной и энергией биомасс).

1.1.1. Органическое топливо

Ограниченность и, как следствие, прогнозируемое сокращение добычи нефти, а затем и газа в настоящее время превращается в острейшую политическую и экономическую проблему для большинства промышленно развитых стран.

Наряду с ограниченностью и неравномерностью распределения запасов органического топлива в мире существенным препятствием дальнейшего интенсивного развития энергетики на органическом топливе (до масштабов ~ 1 Q/год и более) являются опасные последствия такого развития для экологии биосферы земного шара.

Сегодня энергетические установки, включая транспорт, выбрасывают в атмосферу ежегодно более:

- 150 – 250 млн т золы;
- 60 – 100 млн т SO_2 – сернистого ангидрида, частично превращающегося в серную кислоту в результате смеси в атмосфере с парами воды: кислотное загрязнение почвы;
- 45 – 75 млн т NO_x – удельное загрязнение окислами азота в 6 – 10 раз вреднее загрязнения окислами серы;
- $(15 - 25) \cdot 10^3$ млн т CO_2 .

Продолжающееся и неограниченное производство «парниковых» газов (CO_2 , CH_4 , и др.) обуславливает стратегически необратимую катастрофу для Земли в будущем – парниковый эффект. Стремление мирового сообщества предотвратить неизбежность глобальной климатической катастрофы нашло свое выражение в Киотском протоколе, вступившем в силу после его ратификации нашей страной.

В загрязнении атмосферы энергетика дает (%):

| | |
|----------------------------|-------------|
| SO_2 | ~ 55 ; |
| оксиды азота NO_x | ~ 43 ; |
| оксиды углерода | ~ 37 . |

Полный вклад использования различных источников энергии в эмиссию CO_2 (парниковый эффект) проиллюстрирован на рис. 1.3, где учтен весь цикл производства энергии (от добычи, транспорта, переработки, эксплуатации соответствующих установок, снятия их с эксплуатации и до захоронения отходов).

К 2050 г. (см. рис. 1.2) на Земле ожидается рост населения до ~10 – 12 млрд человек, что обуславливает прогнозную потребность энергоресурсов к этому времени на уровне до 20 Gtoe – гигатонн нефтяного эквивалента. Сейчас это потребление около ~10 Gtoe. При этом 3/4 населения потребляет только 1/4 от глобального потребления, и около 2,0 – 2,5 млрд населения в развивающихся странах не имеют сейчас доступа к электроэнергии. Экстраполяция (на основе существующих данных о приросте населения (см. табл. 1.1, 1.2)) показывает, что эта цифра возрастет до 4,0 – 4,6 млрд человек. Этого можно избежать, если в ближайшие 50 лет производство электроэнергии в развивающихся странах вырастет в 5 – 7 раз (в 2 – 3 раза для первичной энергии) по сравнению с ростом на 40 – 60 % в промышленно развитых странах.

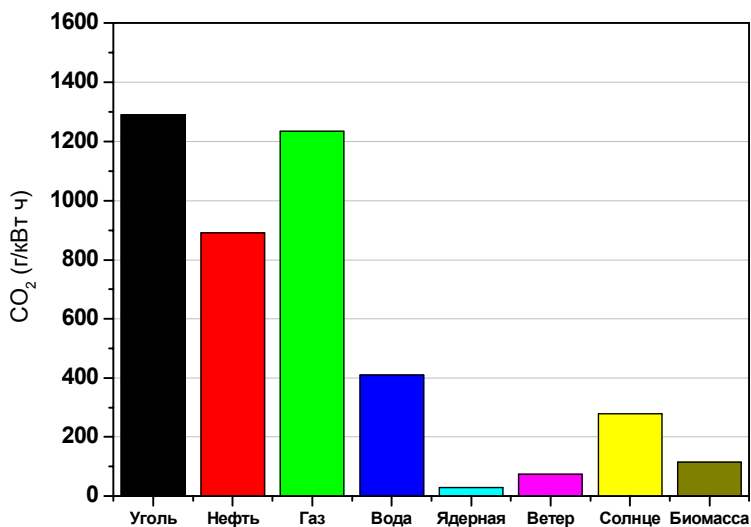


Рис. 1.3. Факторы эмиссии CO₂ в зависимости от источника энергии

Несмотря на указанные прогнозы необходимого роста энергопотребления, несмотря на провозглашенную ООН (Agenda 21) политику стремления к стабильному развитию, т.е. к развитию по сближению уровня

жизни народов планеты, к развитию не в ущерб последующим поколениям, реальность (до сих пор) далека от этих целей. Как известно, в настоящее время уровень потребления энергии в развивающихся странах составляет 1/10 от потребления в индустриальных странах. Разрыв энергопотребления (и благосостояния) между максимумом в развитых странах и минимум в развивающихся (т.е. между богатейшими и беднейшими) странах сейчас увеличился до 35:1, а 25 лет назад был 20:1. Разрыв в реальности увеличивается! На что эти беднейшие страны могут надеяться? Какая технология? Какой источник энергии в существующих условиях может обеспечить необходимый рост энергопроизводства в развивающихся странах для достижения минимально приемлемого уровня энергообеспечения без нарушения, без катастрофического изменения нашей среды обитания?

Как известно, сейчас ~85 % энергетического баланса приходится на органическое топливо: уголь, нефть и газ. Причем наиболее удобные и «чистые» его виды – нефть и газ потребляются, в основном, развитыми странами (OECD), и запасы их ограничены.

Главные недостатки угля – неравномерность размещения запасов, риск для здоровья и жизни людей и загрязнение окружающей среды при его добыче и использовании. Запасы же его велики (на сотни лет).

Сложнее ситуация с нефтью и газом. В использовании нефтяных ресурсов наступает «момент истины». Если до сих пор ежегодно запасы открываемых месторождений нефти превышали объемы ежегодного потребления, то сейчас они сравнялись и более того ожидаемый «пик» мировой нефтедобычи (по разным прогнозам) спрогнозирован достаточно точно: 2005 г. «Углеродный век» на излете. Далее (по прогнозам) – неуклонное снижение мировой добычи (2 – 3 % в год). К 2040 г. годовая добыча нефти составит 50 – 60 % к уровню 2000 г. При этом более 70 % мировой добычи нефти придется на мусульманские страны. В США собственного «черного золота» осталось для существующего уровня добычи примерно на 10 – 15 лет.

Ситуация с газом аналогичная, но расценивается более оптимистично: его запасов хватит на 40 – 50 лет.

Таким образом, требуемое (!) увеличение полного энергопроизводства в 2 – 3 раза в рамках традиционной энергетики неизбежно столкнется с ограниченностью запасов основного источника энергии – органического топлива и неизбежностью экологической катастрофы.

В этих условиях внимание исследователей, разработчиков энергетических технологий, с одной стороны, и экономистов и политиков, с другой стороны, обращено на анализ потенциальных возможностей

«чистых» источников энергии, способных обеспечить рост энергопотребления без пагубных экологических последствий. К таким источникам энергии относятся ядерная энергия, гидроэнергия и возможно другие виды возобновляемых источников энергии.

1.2. Потенциальные возможности возобновляемых источников энергии

Ситуация, сложившаяся с ресурсами и перспективой развития традиционной энергетики, обусловила повышенный интерес к изучению возможности возобновляемых источников энергии:

- гидроэнергетики (энергии рек);
- ветра;
- морей и океанов (приливов и отливов, морских и океанских волн, течений и др.);
- солнечного излучения;
- геотермальной (энергии недр Земли).

Оценка потенциальной возможности возобновляемых источников энергии целесообразна в сравнении с величиной потребности в энергоресурсах, характерной для 2020 г. (по оценкам 1 Q/год). В этом случае ожидается, что к 2020 г. приблизительно 50 % энергозатрат может быть обеспечено за счет сжигания органического топлива. Следовательно, для полного удовлетворения энергопотребности 2020 г. необходимо освоить к этому времени дополнительный долговременный источник энергии мощностью не менее 0,5 Q/год. Результаты анализа энергетического потенциала возобновляемых источников в мире приведены в табл. 1.3.

Таблица 1.3

Возобновляемые источники энергии

| Источник энергии | Технически доступные запасы, Q/год | Экономически доступные запасы, Q/год |
|------------------------------------|------------------------------------|--------------------------------------|
| Гидроэнергетика | 0,065 | 0,030 |
| Геотермальная | 1,000 | <0,001 |
| Солнечная | 10,00 | 0,006 |
| Энергия ветра | 0,040 | <0,001 |
| Энергия морских приливов и отливов | 0,014 | <10 ⁻⁴ |
| Энергия морских волн | 0,003 | <10 ⁻⁴ |
| Тепловая энергия океана | 2,00 | <10 ⁻⁴ |
| Итого | 13,1 | <0,05 |

Даже краткий анализ потенциальных возможностей возобновляемых источников энергии позволяет ответить на вопрос: почему возобновляемые источники энергии не в состоянии решить задачу покрытия оставшейся доли топливно-энергетического баланса. Ресурсы таких источников, как гидроэнергетика, энергия морских приливов и отливов, морских волн, уже в значительной мере задействованы или затруднены и недоступны для практического использования.

Солнечная и геотермальная энергетика с теоретически неограниченными ресурсами характеризуются чрезвычайно низкой интенсивностью поступающей энергии.

В связи с этим можно отметить одну принципиальную тенденцию использования энергоресурсов в истории человечества, обусловленную необходимостью роста производительности труда. По мере развития нашей «технической» цивилизации происходит переход к использованию все более концентрированных источников энергии, что является, по видимому, необходимым условием роста производительности труда в энергетике и характерно для всей деятельности человечества в целом (и наиболее ярко отражено в развитии военной технологии, техники). Сейчас единичная мощность строящихся и проектируемых электростанций на ядерном и органическом топливе составляет 1000 – 5000 МВт (эл.). В то же время единичные мощности установок, основанных на использовании энергии солнца (прямого и косвенного), по оптимистическим оценкам их разработчиков составляют (МВт (эл.)):

| | |
|-----------|-----------|
| ветряные | ~ 5 – 10; |
| солнечные | ~ 100. |

Кроме принципиального различия, носящего феноменологический характер, имеется целый ряд технических особенностей развития и использования возобновляемых источников энергии.

1. Основные различия между концепцией «установленной мощности» в энергетике на органическом и ядерном топливе, с одной стороны, и ветряной и солнечной энергетикой, с другой, должны быть корректно приняты во внимание при экономическом сравнении. В настоящее время это требует увеличения стоимости мощности ветровых установок в 3 – 4 раза, а для солнечных установок приблизительно в 5 – 8 раз для более адекватного сравнения. Для сравнительного анализа будет корректным умножить величину установленной мощности на среднее значение КИМ – коэффициента использования мощности (<1):

КИМ АЭС = 0,8 – 0,9;

КИМ солнечной = 0,12 – 0,20;

КИМ ветряной = 0,25 – 0,3.

2. Анализ реальных преимуществ возобновляемых источников также должен производиться, принимая во внимание влияние на экологию всех стадий цепочки по производству энергии.

Например, солнечные панели сами по себе безопасны и чисты, но их полномасштабное производство связано с использованием машиностроительной, химической и строительной индустрии с их специфической опасностью. Это особенно верно для систем, использующих для сохранения энергии батареи и аккумуляторы, т.е. значительные количества свинца, щелочи и кислоты. Ветровые мельницы имеют свои собственные специфические проблемы: проблема «шума», включая низкочастотный звук (инфразвук), который особенно опасен с частотой 7 Гц, что соответствует альфа-ритму человеческого мозга. Это не позволяет широко использовать ветряные установки в густонаселенных районах.

С ростом масштабов ветряной энергетики растет протест населения, связанный с различными сторонами человеческой жизни:

- размещение значительного числа установок в зонах национальных парков, в диких массивах влияет на миграцию птиц, жизнь животных;
- значительная концентрация ветряных установок влияет на качество ТВ трансляции.

Не случайно 15 – 20 % публикаций по ветряной тематике связано с проблемой общественного мнения.

3. Сто процентов существующих ветряных и солнечных установок построены менее 10 лет назад и ~80 % имеют возраст менее 5 лет. Им еще предстоит решать проблемы старения, связанные, например, с сохранением прозрачности и отражения оптических элементов солнечных установок (деградация их характеристик), и с механической прочностью тяжело нагруженных турбинных установок ветряных станций.

4. При обсуждении перспектив развития ветряной и солнечной энергетики необходимо иметь в виду следующее. Ветряные мельницы – один из старейших источников механической энергии, используемых человечеством. Их современное развитие обусловлено в значительной мере развитием авиационных, электрических и электронных технологий, так что, несмотря на скромные коммерческие масштабы использования, пространство для их дальнейшего совершенствования ограничено.

Солнечная энергетика такого же возраста, как ядерная (около 50 лет), но ее вклад в производство энергии составляет незначительный процент регионального или национального энергопроизводства. Как и ЯЭ, солнечная энергетика первоначально использовалась для военных целей (шпионские спутники), и объем инвестиций и НИОКР был и остается весьма существен.

1.3. Топливные ресурсы ядерной энергетики

Как известно, имеются две принципиальные возможности получения ядерной энергии: во-первых, в реакции деления, во-вторых, в реакции синтеза.

Впервые в мире регулируемая реакция деления ядер урана-235 осуществлена 2 декабря 1942 г. под руководством Энрико Ферми в ядерном уран-графитовом реакторе тепловой мощностью 200 Вт в Чикаго (США). Первоначально все разработки и исследования по ядерной энергии были полностью направлены на одну цель – создание атомной бомбы. Были решены две главные задачи:

- создание промышленной технологии получения плутония;
- производство высокообогащенного по изотопу ^{235}U урана.

Первый промышленный реактор для производства плутония был введен в эксплуатацию в ноябре 1943 г. в Клинтоне (США, Ок-Ридж, штат Теннесси). Через год был сооружен реактор в Хэнфорде – первый из серии крупных реакторов для производства плутония для ядерного оружия в США. В 1945 г. в Ок-Ридже был пущен первый завод по обогащению урана.

В СССР регулируемая цепная реакция деления ядер урана осуществлена учеными и инженерами под руководством И.В. Курчатова 25 декабря 1946 г., на первом в СССР (и в Европе) экспериментальном ядерном реакторе.

27 июня 1954 г. в Обнинске была сдана в эксплуатацию первая в мире атомная электростанция (АЭС) мощностью 5 МВт (эл.). Первая АЭС открыла широкую дорогу использованию ядерной энергии в мирных целях. Вслед за СССР были пущены АЭС в Великобритании и США. В 1956 г. введена в эксплуатацию первая английская АЭС «Колдер Холл» мощностью 45 МВт (эл.), а в 1957 г. осуществлен пуск первой американской АЭС «Шиппингпорт» мощностью 67 МВт (эл.).

Ядерная энергетика сегодняшнего дня развивается только на базе АЭС с реакторами деления, главным образом, с реакторами на тепловых нейтронах, использующими в качестве ядерного горючего только один изотоп урана: ^{235}U . Другой изотоп природного урана, ^{238}U , составляющий основную его часть (более 99,3 %), используется незначительно. При этом из ^{235}U , содержащегося в природном уране, полезно в тепловых реакторах с обогащенным топливом (к таким реакторам относятся все легководяные реакторы, составляющие основу ЯЭ) используется только ~0,5 %. Оставшаяся часть ^{235}U (~0,2 %) представляет собой неизвлекаемую часть, идущую в отвал (отвальный уран).

В реакторах на тепловых нейтронах наряду с выгоранием ^{235}U происходит накопление вторичного ядерного горючего: плутония (в урановых реакторах) и ^{233}U (в ториевых реакторах). В процессе работы реактора деление части ядер вторичного ядерного горючего увеличивает энерговыработку реактора и приводит к использованию до 1 % ^{238}U на каждую тонну топлива, загруженного в реактор. Кроме того, под действием быстрых нейтронов в тепловых реакторах происходит и непосредственное деление части ядер ^{238}U , однако при этом используется не более 0,1 % ^{238}U . Таким образом, в реакторах на тепловых нейтронах «сжигается» не более 1,5 % природного урана.

Геологические запасы урана в земной коре и в океане огромны. Возможность добычи урана из гранитов и морской воды обоснована экспериментально, позволяя, в принципе, получать в неограниченном количестве уран стоимостью в пределах 300 – 1000 дол./кг.

На практике, однако, важным оказывается, особенно на начальном этапе развития ЯЭ, не только и не столько принципиальное наличие запасов сырья, а его практическая доступность. Наряду с экономическими соображениями, а может быть и в еще большей степени, ограничивающим фактором нижнего допустимого уровня концентрации урана в руде, являются соображения, связанные с защитой окружающей среды. Например, при концентрации урана в руде, равной 0,005 мас.%, количество извлекаемой породы на единицу потенциально заключенной в топливе энергии будет то же, что и сегодня при добыче каменного угля.

В литературе указывается, что нижний уровень концентрации урана в руде, при котором ее целесообразно добывать, ограничен диапазоном 0,005 – 0,010 мас.% .

На основании данных, опубликованных в трудах Международной оценки ядерного топливного цикла (МОЯТЦ), достоверно оцениваемые

запасы урана на Земле составляют примерно 8 млн т. Экстраполяция на весь мир данных по запасам урана, полученных для США и Канады (стран с наиболее изученными геологическими запасами), дает цифру ~20 млн т. урана, что можно принять за их верхнюю оценку. С учетом указанных выше фактов неэффективности использования урана в тепловых реакторах можно видеть, что запасы урана, обеспечивающие конкурентоспособность АЭС с реакторами на тепловых нейтронах, составляют от 2,2 до 5,9 Q.

С учетом не только надежно известных, но и предполагаемых ресурсов урана, ядерная энергетика с реакторами на тепловых нейтронах обеспечена энергоресурсами ~20 Q, т.е. примерно сопоставима с запасами энергетика на органическом топливе. Следовательно, предельные возможности ядерной энергетика с реакторами на тепловых нейтронах – это покрытие дефицита органического топлива на несколько следующих десятилетий. Таким образом, ядерная энергетика с реакторами только на тепловых нейтронах не может обеспечить создание мировой энергетика на длительный (в несколько столетий) период. Каковы же возможные пути решения проблемы?

Хотя существуют различные точки зрения на пути решения проблемы ядерного топлива, преобладающей стала та из них, которая связывает это решение с бридерами.

В реакторах-размножителях эффективное использование природного урана может достигать 30 – 45 % и более. Кроме того, на АЭС с реакторами-размножителями при условии высоких значений коэффициентов воспроизводства и соответственно значительного роста энерговыработки ядерного горючего, стоимость электроэнергии практически не будет зависеть от стоимости урана, загруженного в реактор. Поэтому станет экономически целесообразным использование бедных руд, содержащих менее 0,1 % урана и не имеющих сегодня практического значения. Имеющиеся оценки указывают, что запасы бедных урановых руд (при стоимости урана до 300 дол./кг), при которой обеспечивается рентабельность АЭС с реакторами-размножителями, оцениваются в 2100 Q.

Возможно, в перспективе окажется выгодным использовать уран, содержащийся в морской воде и в гранитах. Если извлекаемая его часть достигнет 20 %, ресурсы такого урана составят около 10^9 т. При использовании в реакторах-размножителях запасы урана из воды океанов будут эквивалентны $3,4 \cdot 10^4$ Q. Не следует забывать и о запасах тория – источника накопления вторичного урана-233 в реакторах. По имеющимся дан-

ным запасы тория, хотя и менее концентрированы по сравнению с ураном, но зато гораздо более обширны (в 2 – 5 раз). В принципе, в энерго-ресурсы ядерной энергетики, кроме урана и тория, входят также запасы дейтерия и лития, который в термоядерной энергетике играет роль сырьевого материала (как торий и уран-238 в реакторах деления), являясь источником накопления трития, и лимитирует ресурсы термоядерной энергетике. Учет ресурсов дейтерия и лития, по оценкам, удваивает ресурсы ядерной энергетики, развивающейся на основе вторичного ядерного горючего, накапливаемого в реакторах-размножителях.

Итак, ядерная энергетика надежно обеспечена ресурсами. Ее полномасштабное развитие может решить проблемы покрытия мирового топливно-энергетического баланса в течение многих столетий без каких-либо ограничений, естественно, при условии обеспечения безопасной работы АЭС и успешного решения возникающих экологических проблем, прежде всего – проблемы захоронения радиоактивных отходов.

Таким образом, анализ потребностей в энергетических ресурсах для нашей страны и для мира в целом, а также возможностей их экономичного использования позволяет сделать следующие выводы.

1. Возможно наращивание производства энергии за счет увеличения потребления традиционных источников органического топлива, в первую очередь, за счет увеличения относительной и абсолютной добычи угля. Этот путь потребует изменения соотношения потребления природных ресурсов в большинстве развитых стран в пользу угля. При этом возникают три серьезные проблемы:

- транспортная (запасы угля распределены крайне неравномерно);
- экологическая, обусловленная накоплением отходов (золы), выбросами в атмосферу вредных газов и возрастающими темпами сжигания кислорода;
- техническая (необходимо решить проблему получения жидкого топлива и газа из угля).

2. Возможно некоторое наращивание энергетического производства за счет развития возобновляемых источников энергии. Этот путь требует перестройки принципов развития нашей технической цивилизации (принципы роста производительности труда, роста единичных мощностей, роста удельных энерговыделений нарушаются). Кроме того, в большинстве районов Земли использование этих источников на сегодняшний день экономически нерентабельно, а экономические последствия труднооценимы.

3. Возможно решение энергетических проблем человечества на основе развития ядерной энергетики.

Расширение сферы применения ядерной энергии и рост масштабов ядерной энергетики, выходящей за рамки «базовой» энергетики, связаны с необходимостью решения принципиально важной проблемы – работой ядерно-энергетических установок с потребителем в маневренном режиме.

АЭС трудно и невыгодно применять в качестве установок с переменной нагрузкой. Более значительные капитальные затраты на них, чем на обычных электростанциях, и низкая топливная составляющая стоимости электроэнергии приводят к экономической целесообразности использования АЭС в режиме постоянной нагрузки. Кроме того, переменные режимы нагрузки неизбежно сокращают срок надежной эксплуатации оборудования АЭС из-за явления усталости металлов.

Указанные обстоятельства могут существенно ограничить масштабы использования ядерной энергии в энергетике страны, ограничивая ее рамками базисной части графика нагрузок (т.е. не более 25 – 30 % всех мощностей). Избежать такого ограничения можно при помощи какой-либо малоинерционной системы накопления энергии. Направление избыточной энергии АЭС в провальной части графика нагрузки энергосистемы на выработку водорода из воды представляет собой один из возможных вариантов решения проблемы. Водород, сжигаемый в газовой турбине, может использоваться при покрытии пиковых нагрузок. Он может быть использован в металлургии для нагрева и как восстановитель окисных руд. Его можно использовать и в целях получения аммиака или в других химических производствах, или, наконец, для энерготехнологической переработки угля с целью получения синтетических углеводородов. Таким образом, одновременно решаются две принципиально важные задачи: участие ядерной энергии в химическом и металлургическом производстве; устраняется серьезное препятствие – невыгодность использования ядерно-энергетических установок в маневренном режиме нагрузки. Упомянутый выше процесс получения синтетических углеводородов открывает возможность внедрения ядерной энергии в энергообеспечение транспорта, например авиации, т.е. в область, где непосредственное использование ядерной энергии затруднено или нецелесообразно.

Разработка и осуществление атомно-водородной концепции предусматривает создание высокотемпературного газового реактора (ВТГР), где в качестве замедлителя используется графит, а в качестве теплоноси-

теля – гелий. Выбор гелия обусловлен его химической инертностью, практически нулевым сечением активации и поглощения нейтронов и удовлетворительными теплофизическими свойствами. Топливом служит смесь высокообогащенного урана с торием в форме окисного или карбидного соединения. Комбинация материалов в активной зоне позволяет получить высокую (до 1000 °С) температуру теплоносителя на выходе. Относительно невысокое давление газа-теплоносителя (4 – 6 МПа) и другие его характеристики позволяют при конструировании реактора ВТГР применять железобетонный корпус и интегральную компоновку основного оборудования первого контура, что значительно облегчает решение проблемы безопасности.

Необходимость расширения областей применения ядерной энергии требует, наряду с созданием ядерных энергетических установок нового типа, форсированное решение задачи топливообеспечения широкомаштабного развития ЯЭ. Реализация бридерной программы на основе быстрых реакторов типа БН и призвана решать эту проблему.

Если задачи теплофикации городов могут быть решены применением легководяных реакторов уже разработанных и существующих типов, то обеспечение высокотемпературным теплом металлургической и химической промышленности требует особого решения, поскольку для них необходима температура ~ 800 – 1000 °С. Уже много лет за рубежом (в ФРГ, Великобритании, США и др.) и в России ведутся работы по созданию высокотемпературных реакторов с гелиевым теплоносителем. Работают первые опытные реакторы с температурой выходящих газов до 950 °С (реактор AVR в ФРГ), разработаны и экспериментально обоснованы проекты полномасштабных энергетических установок с реакторами ВТГР. Возможность использования этих реакторов для получения одновременно электроэнергии и высокопотенциального тепла обеспечит их высокую рентабельность.

1.4. Ядерные технологии – гарант безопасности и конкурентоспособности в XXI веке

Рост мирового энергетического спроса в сочетании с ужесточающимися экологическими ограничениями требует достаточно широкого использования ядерной энергии.

Ядерная энергия становится стабилизирующим фактором мирового экономического развития и приемлемой частью энергетического выбора, способствуя решению таких проблем, как:

- растущая конкуренция за невозобновляемые ресурсы;
- кризисные факторы, связанные с высокой неравномерностью размещения органических ресурсов и зависимостью от нестабильных регионов – экспортеров энергии;
- глобальные и региональные экологические ограничения.

Россия – великая ядерная держава: это отражает не только военную мощь российской ядерной триады, а также тот факт, что ядерные наука и технологии «пронизывают» и определяют социально-политическую и технико-экономическую жизнь современного общества.

На начальном этапе развития ядерной энергетики роль государства была определяющей во всех отношениях: организационном, финансовом и т.п. ЯЭ была тесно связана и развивалась на основе и в рамках интересов оборонного комплекса.

Этот факт (двойной характер ядерной технологии и ее связь с оборонным комплексом) предопределяет принципиальное внутреннее противоречие ЯЭ:

а) с одной стороны, к настоящему времени, т.е. спустя более 50 лет с начала ее основания и пуска первой АЭС в Обнинске (1954 г.), ядерная энергетика по своим масштабам может считаться технически зрелой индустриальной технологией;

б) с другой стороны, в последние 10 – 15 лет наблюдается резкое сокращение роста мощностей ЯЭ, практически прекращается строительство новых АЭС в США и в Западной Европе. Обычно это объясняют прекращением государственных субсидий и гарантий, внедрением рыночных отношений в электроэнергетику, низкой конкурентоспособностью вновь строящихся АЭС, а также достаточно негативным отношением общественности к дальнейшему развитию ЯЭ (проблемы безопасности, обращения с радиоактивными отходами) и политиков Запада, озабоченных проблемой расползания ядерной технологии. Рост выработки электроэнергии на АЭС за последние 10 лет обусловлен, в основном, увеличением коэффициента использования установленной мощности (КИУМ). В результате этих противоречий в настоящее время имеется определенный разрыв во взглядах на ядерную энергетику со стороны представителей общества, включая политиков, с одной стороны, и представителей ядерного сектора, включая представителей науки и промышленности, а также регулирующих органов, с другой стороны.

Значительная часть политиков (в том числе в ядерных странах), неправительственные экологические организации и некоторые прочие общественные движения считают, что ядерным специалистам нельзя доверять, что в ближайшем будущем и в среднесрочной перспективе ЯЭ не понадобится, а лучше не понадобилась бы и в отдаленном будущем.

Представители ядерного сектора науки и промышленности, уверены, что ЯЭ не только нужна и полезна, но и является решением проблемы глобального, устойчивого обеспечения человечества энергией, если принимать во внимание необходимость решения экологических (глобальных и локальных) проблем, стоящих перед человечеством, в частности – потепление климата, вызванное выбросом в атмосферу «парниковых» газов.

Эта будущая роль ЯЭ и нашла свое отражение в послании, оглашенном Президентом РФ В.В. Путиным на Саммите тысячелетия (2000 г.).

Причина сложившегося противоречия между реальными успехами в развитии ЯЭ и современной стагнацией, между оптимизмом ученых и инженеров в области ЯЭ и негативным отношением части общественности и политиков предопределена: во-первых, внутренними противоречиями зарождения ЯЭ между ее потенциальными возможностями и ее реальным воплощением, во-вторых, слишком «высоким» (для большинства стран мира) уровнем культуры безопасности и социальной ответственности, требуемым для реализации ядерных технологий в промышленном масштабе (по сравнению со строительством, зачастую из-за политических амбиций, одного единственного исследовательского реактора в ряде развивающихся стран (Азии, Африки, Латинской Америки). Жизнь показала, что возможные внедрения ядерной энергетики в развитие общества конкретных стран имеют слишком фундаментальные последствия.

Пионеры развития ЯЭ в мирных целях предвидели глобальный характер последствий ее развития и ее роль, основываясь на следующих положениях (Энрико Ферми – США, А.И. Лейпунский – СССР, Х. Баба – Индия и др.):

- практическая неисчерпаемость энергетических ресурсов урана и тория при развитии ЯЭ с использованием реакторов на быстрых нейтронах;
- возможность создания практически полностью безопасных (inherently – внутренне безопасных) ядерных реакторов для АЭС на основе внут-

ренных (физических) свойств материалов. В то же время это подчеркивает важность учета «человеческого» фактора безопасности;

- возможность полного, всеобъемлющего и безопасного обращения с радиоактивными отходами, их окончательного, надежного и безопасного для здоровья захоронения, так как ЯЭ – единственная область индустриальной деятельности с минимальным объемом отходов и с принципиальной возможностью их полного учета и контроля (с точностью до граммов). Нормально работающая ЯЭ не загрязняет атмосферу и не сжигает кислород атмосферы – основу жизни на Земле, т.е. оказывает минимальное воздействие на окружающую среду, на экологию Земли;

- в то же время пионеры развития ЯЭ подчеркивали необходимость создания международной системы ядерной безопасности, постановки под международный контроль использования и распространения ядерных технологий, с одной стороны, (NPT, ДЗЯО и др. соглашения «Atom for Peace» – Эйзенхауера, Женевские мирные конференции 1955, 1958 гг., МАГАТЭ); с другой стороны, развитие технологий ЯТЦ должно быть защищено инженерно и технологически от распространения плутония и высокообогащенного урана.

Что же помешало реализоваться полностью этим положениям за 50 лет развития ЯЭ? Более того, за эти годы ЯЭ была дискредитирована и потеряла доверие общественности и политики, поскольку:

- вопреки развитию самых безопасных, «внутренне» безопасных установок были построены реакторы, на которых произошли Чернобыльская авария, авария Три-Майл Айленд и ряд аварий на установках ЯТЦ (выброс отходов из хранилища в Челябинске в 1957 г.);

- проблема «ядерных отходов» превратилась в одну из самых чувствительных и одиозных проблем ЯЭ;

- основу ЯЭ составляют сейчас АЭС с реакторами, использующими незначительную часть урановых ресурсов (0,5 %), что лишает ЯЭ перспективы долгосрочного развития;

- неконтролируемое распространение ядерных технологий для военных целей существенно осложнило международную обстановку в мире, привело к появлению «стран-изгоев» и ряда стран, подозреваемых в создании ядерного оружия (Сев. Корея, Ирак, Иран, Ливия и др.).

На начальном этапе ядерная технология была гарантом стабильности в мире, позволила избежать третьей мировой войны.

Дело в том, что, несмотря на перечисленные потенциальные возможности мирного использования ЯЭ, реальное развитие определялось нуждами оборонных комплексов. Более того, успешное развитие ядерных технологий на начальном этапе было обусловлено именно интересами оборонного комплекса, а ЯЭ развивалась как побочный продукт оборонного заказа.

АЭС развивались на основе практически двух типов реакторов: канального типа РБМК и MAGNOX (с графитом) или CANDU (с тяжелой водой) с непрерывной перегрузкой облученного топлива (предназначенного первоначально для производства оружейного плутония), на одном из них и произошла Чернобыльская трагедия, и легководных (PWR или BWR – с кипящей водой), на котором произошла другая серьезная авария (Три-Майл Айленд), созданных для ЯЭУ ядерных военно-морских сил.

ЯТЦ развивался и продолжает развиваться на основе технологии, предназначенной для производства сверхчистого («оружейного») плутония (технологии GOGEMA, BNFL, «Маяк», Рокошо-мура – будущий ЯТЦ-центр в Японии), порождая огромные запасы свободного плутония (Великобритания – 75 т, Россия – 40 т, Франция, Япония и др.) и потенциальную угрозу его распространения. В то же время на лабораторном уровне созданы и продемонстрированы (EBR-II, Бор 60) технологии без переработки облученного топлива, без разделения актиноидов, т.е. технологии, технически защищенные от распространения, благодаря инженерным барьерам. Однако отказ от уже созданных в индустриальном масштабе технологий производства «военного» плутония и переход к новым «защищенным» технологиям связан с необходимостью новых инвестиций и с потерей прибыли от сделанных миллиардных капложений и никогда не будет осуществлен добровольно частными компаниями.

Та же ситуация и с наиболее чувствительной, с точки зрения распространения, центрифужной технологией обогащения урана – наиболее простого и эффективного пути производства «оружейного» материала – технологией, используемой и приносящей миллиардные прибыли.

Этот разрыв между потенциальными возможностями использования ЯЭ и реальной картиной ее развития и привел к сегодняшней ситуации, что отражено в Инициативе Президента РФ: для ЯЭ будущего как основы стабильного энергетического развития необходима реализация ядерных технологий ЯТЦ, свободных от плутония и высокообогащенного урана (от их распространения вне зоны контроля). Реализация этого предложения отвечает чаяниям, ожиданиям не только великих держав, а

прежде всего – интересам развивающихся стран, лишенных доступа к энергетическим ресурсам.

Можно сказать, что ЯЭ, первоначально рассматриваемая как новая энергетическая альтернатива, потенциально обладающая неограниченными топливными ресурсами и нацеленная на «скорое» замещение энергетики на органическом топливе (прежде всего угля и нефти), не состоялась.

По мере реального развития ядерных технологий под «колпаком» оборонного комплекса происходило приспособление этих технологий к требованиям безопасности и нераспространения главным образом на основе административных и внешних (не внутренних) инженерных мер. В итоге первоначальные оптимистические оценки роли и характера ЯЭ, степени ее внедрения в общую энергетическую систему отдельных стран и регионов существенно изменились.

В результате можно сделать принципиальный вывод: что ЯЭ еще не является окончательно сформировавшейся технологической системой с установившейся (стабильной) структурой, позволяющей эффективно использовать ее возможности.

Специально следует остановиться на результатах и роли развития инфраструктуры для будущего развития ЯЭ. Как правило, развитие инфраструктуры отстает от основного производства, выдающего «продукт», прибыль. В нашем случае – АЭС и топливное производство.

В традиционной энергетике это приводит к загрязнению окружающей среды и регулируется (стимулируется) специальным законодательством (налогами).

В случае ЯЭ развитие инфраструктуры имеет более принципиальный, решающий характер:

а) без замкнутого ЯТЦ с переработкой топлива и повторным использованием актинидов (урана и плутония) невозможно реализовать основное преимущество ядерной энергетики – неограниченность ресурсов;

б) без совершенной структуры ЯТЦ невозможно объединить три компонента, обеспечивающие реальное «нераспространение»:

- верификацию – систему под эгидой административного контроля МАГАТЭ;

- юридическую инфраструктуру;

- технологические и инженерные барьеры, что является гарантией международной безопасности в особенности в условиях борьбы с терроризмом;

в) без инфраструктуры ЯТЦ с надежным захоронением отходов невозможно обеспечить и надежное развитие ЯЭ. После Чернобыльской аварии и аварии на АЭС Три-Майл Айленд в разработке и проектировании, строительстве и эксплуатации АЭС произошли огромные изменения. АЭС современного типа принципиально отличается от существовавших до аварии. Повторение аварии масштаба Чернобыльской сейчас невозможно. Однако в структуре и технологии ЯТЦ не произошло столь радикальных изменений.

В результате, сегодня ЯЭ, несмотря на ее реальные и потенциальные достоинства и перспективы (преимущества), не может полноценно и всесторонне (не только экономически) конкурировать на энергетическом рынке.

Удельный вес, доля вклада ЯТЦ (от добычи до переработки, вывода из эксплуатации до захоронения) в стоимость производства электроэнергии составляет 25 – 30 %. Однако это высокая технология, требующая серьезного научного и технического обоснования, высокой социальной и индустриальной культуры.

Ситуация еще более усугубляется в развивающихся странах. Если в развитых странах (Западная Европа, Северная Америка, Япония, Россия и т.п.) эта ситуация не позволяет полностью раскрыть возможности ЯЭ, то в развивающихся странах отсутствие развитой инфраструктуры не позволит обеспечить режим безопасности и нераспространения ядерных материалов.

Развитые страны затратили сотни миллиардов долларов на создание ядерной инфраструктуры (в первую очередь, под оборонным приоритетом). Развивающиеся страны не имеют сейчас реального капитала и технологической базы для развития необходимой инфраструктуры и в том числе для ЯТЦ. А с учетом того, что индустриальная технология ЯТЦ до сих пор ориентирована на производство «чистых» делящихся материалов, есть основания полагать, и это реально происходит, например в Иране, что страны-«доноры» будут всячески, наоборот, «тормозить» развитие ядерной инфраструктуры в новых странах. Отсюда тривиальное заключение: ЯЭ будет в дальнейшем использоваться только в тех странах, которые ее уже используют (95 % ядерной электроэнергии сейчас вырабатывается в развитых странах).

В развитых странах Запада – «донорах» ядерной технологии – возникли серьезные экономические барьеры на пути дальнейшего развития ЯЭ, вызванные деформированностью экономических интересов, выросших на базе «органической» энергетики и породивших соответствующий

способ экономического мышления, что приводит к неготовности экономического механизма к восприятию новой энерготехнологии. Существующий экономический механизм не способен воспринять преимущества, которыми обладает ЯЭ по отношению к энергетике на органическом топливе и возобновляемым ресурсам. В результате либерализованный и дерегулированный рынок энергии с краткосрочными приоритетами (скорейший возврат капитала) препятствует развитию ЯЭ в западных странах. Примером может служить ситуация в США, где несмотря на провозглашение Администрацией Президента «Национальной энергетической стратегии», определяющей в качестве одного из приоритетов дальнейший рост ЯЭ, индустрия, энергетические компании не собираются вкладывать капитал в строительство новых АЭС.

Где выход из сложившейся ситуации? Как Запад собирается обеспечить свою энергетическую независимость и значит безопасность? Правительство Великобритании признало, что запасы нефти в Северном море иссякнут через 20 лет. Доля импортируемого топлива (прежде всего газа) в Западной Европе превысила критический рубеж ~ 14 %, установленный политиками после энергетического кризиса 70-х годов. Как быть с изменением климата, потеплением и локальным загрязнением?

А что ждет развивающиеся страны и как быть с реализацией самой приоритетной программы ООН – «Повестка дня 21 века», направленной на обеспечение стабильного (в том числе энергетического) развития?

На разрешение этих противоречий в использовании ЯЭ для достижения энергетического стабильного развития и направлена инициатива Президента РФ на Саммите Тысячелетия.

Сразу же за инициативой Президента РФ последовали аналогичные, но менее глобальные шаги: образование международного проекта по инициативе Министерства энергетики США (DOE) – GIF-IV, международного проекта Микеланджело в рамках Европейского союза, МАГАТЭ-INPRO.

Многие необходимые элементы структуры будущей ядерной энергетики получили на предыдущих этапах достаточный уровень развития, однако многое еще предстоит сделать для создания целостной структуры ядерной энергетики, способной к долговременному и широкомасштабному развитию. В первую очередь, это касается разработки технологий, элементов и системы ЯТЦ и решения проблемы обращения с радиоактивными отходами. Развитые страны, заботясь о будущем, должны содействовать внедрению в развивающихся странах имеющихся и новых проектов, адаптируя их к условиям и требованиям этих стран. Созда-

ние новых, более современных ядерных энергетических технологий, в полной мере учитывающих уроки полувекового опыта и отвечающих условиям большой энергетики, требует активных совместных действий всех стран, заинтересованных в ядерной энергетике и, в первую очередь, обладающих научно-техническим потенциалом и опытом.

Среди проблем, которые должны быть решены при широкомасштабном развитии ядерной энергетики, необходимость кардинального повышения эффективности нераспространения ядерного оружия не вызывает сомнения. В любом случае, технологическая схема ядерных энергоустановок, предприятий топливного цикла и форма используемого топлива должны разрабатываться с учетом требований нераспространения ядерного оружия. Хотя понятно, что ядерная энергетика – не единственный и не основной путь распространения ядерного оружия.

Современные технологии обогащения естественного урана и получения из естественного урана плутония не в энергетических реакторах позволяют получить ядерные материалы, необходимые для производства оружия. Действующий в настоящее время международный режим нераспространения ядерного оружия в основных своих положениях сложился более 30 лет назад и не учитывает произошедшее с тех пор развитие и распространение новых ядерных технологий, произошедшие изменения в мировой политической и экономической ситуациях. Поэтому кардинальное повышение эффективности нераспространения ядерного оружия должно предусматривать политические, организационные и технические мероприятия как национального, так и международного уровней в сфере топливного цикла мирной ядерной энергетики и в сфере обращения с ядерными материалами.

Глава 2

ЯДЕРНЫЕ ТЕХНОЛОГИИ И ЯДЕРНЫЕ МАТЕРИАЛЫ, ПРИГОДНЫЕ ДЛЯ СОЗДАНИЯ ЯДЕРНОГО ОРУЖИЯ

2.1. Пути решения проблемы нераспространения ядерного оружия

Увеличение объемов использования ядерной энергии, утилизация оружейных материалов, расширение областей применения, расширение круга стран, использующих ядерную энергию, воспроизводство ядерного топлива, замыкание топливного цикла и прогресс ядерных технологий (не только в топливном цикле ядерной энергетики) сохраняют опасность распространения ядерного оружия. Работы по снижению опасности распространения ЯО должны включать:

- регулирование технологий, уязвимых по признакам опасности распространения, в том числе вне топливного цикла ядерной энергетики;
- выбор стратегических решений и технических средств во всех звеньях топливного цикла с целью уменьшения накопления пригодных для оружия ядерных материалов, снижение их общих объемов и потоков циркуляции;
- утилизацию излишних оружейных ядерных материалов;
- разработку и внедрение технологий обращения с ядерными материалами, которые обеспечивают внутреннюю защищенность ядерных материалов, т.е. используют технологические барьеры, затрудняющие несанкционированное выведение ядерных материалов из цикла;
- совершенствование организационных мероприятий и технических средств физической защиты, учета и контроля ядерных материалов.

При выработке международных рекомендаций по широкомасштабному развитию ядерной энергетики необходимо выбрать оптимальную траекторию развития от сегодняшнего состояния до отдаленного будущего. При этом может появиться необходимость совместной разработки и демонстрации в ближайшем будущем ядерных технологий, которые станут основой для последующего широкомасштабного развития. Эти технологии должны быть направлены на решение таких задач, как:

- неограниченная обеспеченность топливными ресурсами за счет эффективного использования природного урана, а в дальнейшем и тория;
- исключение тяжелых аварий с радиационными выбросами, требующими эвакуации населения;

- экологически безопасное производство энергии и утилизация отходов за счет замыкания топливного цикла со сжиганием в реакторе долгоживущих актиноидов и продуктов деления, надежное захоронение радиоактивных отходов без нарушения природного радиационного баланса;

- закрытие канала распространения ядерного оружия, связанного с ядерной энергетикой, и обеспечение физической защиты ядерного топлива от несанкционированного использования;

- экономическая конкурентоспособность за счет низкой стоимости и воспроизводства топлива, высокой эффективности термодинамического цикла, решения проблем безопасности АЭС без усложнения их конструкций и предъявления экстремальных требований к оборудованию и персоналу.

Средства обеспечения нераспространения можно разделить на две категории: внутренние и внешние.

Внутренние средства обеспечения нераспространения включают:

- технические средства ядерной энергетической системы, которые значительно сокращают или устраняют возможность производства, использования, транспортировки, хранения или захоронения любого «материала для непосредственного использования», особенно в форме изолированных материалов;

- технические средства ядерной энергетической системы, которые предотвращают или сдерживают кражу (утечку) ядерного материала;

- технические средства ядерной энергетической системы, которые предотвращают или сдерживают незаконное производство ядерного материала для непосредственного использования;

- технические средства ядерной энергетической системы, которые способствуют эффективным инспекциям и проверкам.

Внешние средства обеспечения нераспространения включают в себя:

- обязательства государств соблюдать международные договоры и соглашения о нераспространении ядерных вооружений и материалов;

- соглашения между экспортирующими и импортирующими государствами о том, что ядерные энергетические системы будут использоваться только в тех целях, которые оговорены в этих соглашениях, с учетом определенных ограничений, также оговоренных в соглашениях (которые могут быть дополнены соглашениями, гарантирующими поставку ядерного топлива и оказание услуг);

- коммерческие, юридические и институциональные меры, которые контролируют доступ к ядерным материалам и ядерным энергетическим системам;
- национальные, региональные (если потребуется) меры безопасности и меры безопасности МАГАТЭ для того, чтобы контролировать, как государства и эксплуатирующие организации соблюдают соглашения о нераспространении;
- юридические и институциональные меры эффективного реагирования на нарушения соглашений.

Основные принципы нераспространения:

- средства обеспечения нераспространения должны гарантировать, что будущие ядерные энергетические системы будут непривлекательным средством получения материалов для программы ядерных вооружений;
- средства обеспечения нераспространения должны служить мощным барьером для кражи (утечки) ядерного материала или использования ядерных энергетических систем для осуществления программы ядерных вооружений;
- средства обеспечения нераспространения должны быть основаны на принципах дублирования и избыточности, насколько это возможно, чтобы обеспечить глубокоэшелонированную защиту;
- средства обеспечения нераспространения будут максимально эффективными и рентабельными, когда и внутренние, и внешние средства достижения нераспространения смогут быть включены в ядерную энергетическую систему.

Оценка нераспространения

Как только будет достигнуто согласие по ряду принципов нераспространения, можно будет оценить, насколько конкретные ядерные энергетические системы соответствуют этим принципам. Вряд ли такая оценка будет простой и легко осуществимой. Следует ожидать, что конкретные ядерные энергетические системы будут хорошо соответствовать одним принципам и не будут при этом соответствовать другим. Необходим объективный метод оценки, который сможет сбалансировать достоинства и недостатки и позволит правильно оценить степень соответствия той или иной системы принципам нераспространения.

Если удастся разработать удовлетворительную методологию оценки, она может быть использована как руководство для разработчиков инновационных ядерных энергетических систем при решении вопроса о том,

как с помощью изменений в конструкции можно добиться максимального соответствия системы принципам нераспространения.

В сентябре 2002 г. подкомитет по планированию технологии IV поколения (Subcommittee on Generation IV Technology Planning) комитета NERAC выпустил документ Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems (Сетевой график технологии ядерно-энергетических систем IV поколения). В соответствии с решениями форума GIF были отобраны шесть инновационных концепций реакторов для последующих совместных НИОКР с соответствующими топливными циклами, а также для того, чтобы они служили в качестве зон сосредоточения проектов НИОКР, финансируемых по инициативе NERI. Ими являются:

- газоохлаждаемый быстрый реактор (Gas-cooled fast reactor – GFR) – реактор с быстрым спектром нейтронов с гелиевым теплоносителем и замкнутым топливным циклом;

- высокотемпературный реактор (Very high temperature reactor – VHTR) – реактор с графитовым замедлителем, гелиевым теплоносителем и однократным урановым топливным циклом;

- сверхкритический легководный реактор (Supercritical water cooled reactor – SCWR) – легководный реактор, охлаждаемый водой с сверхкритическими параметрами;

- натриевый быстрый реактор (Sodium cooled fast reactor – SFR) – реактор с быстрым спектром, с натриевым теплоносителем и замкнутым топливным циклом для эффективного обращения с актинидами и конверсии сырьевого урана;

- свинцовый быстрый реактор (Lead cooled fast reactor – LFR) – реактор с быстрым спектром, с жидкометаллическим теплоносителем из свинца или эвтектики свинец-висмут и замкнутым топливным циклом для эффективной конверсии сырьевого урана и эффективного обращения с актинидами;

- жидкосолевой реактор (Molten salt reactor – MSR) производит энергию деления в циркулирующей смеси жидкосолевого топлива, является реактором с эпитепловым спектром и имеет топливный цикл с полным рециклированием актинидов.

Работа началась по четырем из отобранных систем. В рамках форума GIF каждый участник контролирует процесс управления своими собственными исследованиями, а расходы, возникающие в ходе деятельности, продумываемой форумом GIF, участник берет на себя.

Задачи форума GIF

Подразумевается, что системы IV поколения должны соответствовать потребностям широкого круга стран и пользователей, хотя было проведено недостаточно консультаций с потенциальными пользователями. Задачами, поставленными перед ядерно-энергетическими системами IV поколения, являются следующие.

Устойчивость: удовлетворять целям по защите воздушной среды и способствовать долгосрочному наличию систем и эффективному использованию топлива для производства энергии во всем мире; минимизировать и управлять ядерными отходами, сокращать долгосрочный надзор.

Экономичность: давать преимущество по затратам за жизненный цикл по сравнению с другими энергетическими проектами.

Безопасность и надежность: превосходить по безопасности и надежности; иметь очень низкую вероятность и степень повреждения активной зоны реактора; исключить необходимость в аварийных мероприятиях вне площадки.

Защита от распространения и физическая защита: представлять собой очень непривлекательный и наименее желаемый путь диверсии или хищения материалов, применимых в оружии, и обеспечивать повышенную физическую защиту от актов терроризма.

Чтобы лучше оценить разнообразие топливных циклов и их преимущества, были рассмотрены четыре основных класса ядерных топливных циклов, от однократного топливного цикла до топливного цикла быстрого реактора с полной переработкой долгоживущих актинидов из потока отходов. Неудивительно, что однократный топливный цикл больше всего расходует запасы урана и вырабатывает больше всего отходов (в форме отработанного ядерного топлива). Однако количество производимых отходов все же мало и достаточно управляемо по сравнению с другими энергетическими технологиями, и существующих запасов урана достаточно, чтобы обеспечить топливом однократный топливный цикл до конца столетия. Ограничивающим фактором, препятствующим широкому распространению однократного топливного цикла (по крайней мере, в ближайшем будущем), является нехватка во всем мире мест для захоронения топлива. В более далекой перспективе, сокращение урановых запасов также может стать ограничивающим фактором.

Следовательно, цель долговременной, широкомасштабной программы создания ядерных энергетических систем IV поколения заключается в том, чтобы они работали на таком топливном цикле, который сводит к минимуму производство долгоживущих отходов и при этом экономно

использует урановые запасы. Однако при этом недооценивается один важный аспект будущего широкомасштабного использования ядерной энергии, а именно – маловероятно, что один единственный тип реактора сможет решить все задачи проекта IV поколения. Скорее всего, будут использоваться несколько разных типов реакторов, образующих ядерную энергетическую систему, в которой каждый тип реактора будет выполнять ту роль, для которой он лучше всего подходит.

Однако каждая страна будет участвовать в разработке только тех систем, которые она собирается продвигать у себя. Технологический график составлен таким образом, чтобы дать возможность легко составить программу совместных НИОКР (рис. 2.1) [2].

Страны–участницы GIF сейчас занимаются налаживанием сотрудничества, направленного на успешную разработку ядерных энергетических систем следующего поколения.

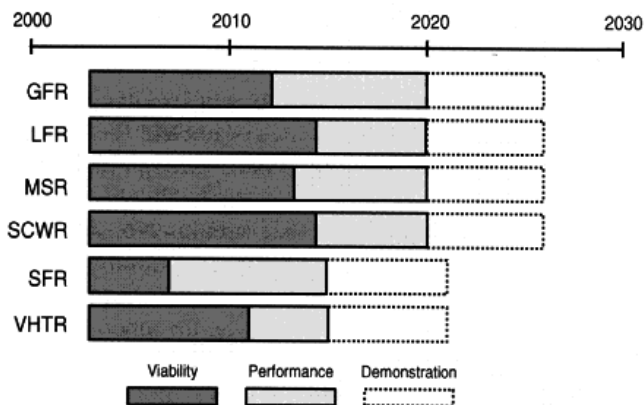


Рис. 2.1. Технологический график GEN IV. GFR – газоохлаждаемый быстрый реактор; LFR – свинцовый быстрый реактор; MSR – жидкосолевого реактор; SCWR – сверхкритический легководный реактор; SFR – натриевый быстрый реактор; VHTR – высокотемпературный реактор

Проект INPRO был организован с учетом опыта Агентства по анализу научно-технических основ развития ЯЭ, анализу различных инновационных разработок АЭС и ЯТЦ. С самого начала проект был направлен на объединение усилий большинства стран, заинтересованных в использовании ЯЭ, для обеспечения будущего стабильного развития как индустриальных стран (Испания, Канада, Германия), так и развивающихся

стран – будущих пользователей ЯЭ: Аргентина, Бразилия, Чили, Индия, Китай, Турция.

В основу первого этапа проекта ИНПРО были положены:

- анализ роли ЯЭ для стабильного развития глобального, регионального и национального уровня;
- анализ требуемых характеристик АЭС и ЯТЦ;
- разработка методики, моделей сравнительного анализа различных вариантов инновационных проектов АЭС и ЯТЦ.

Такой проект, такая миссия соответствуют мандату Агентства и интересам большинства развивающихся стран, объединяют их в понимании роли и требований к будущей ЯЭ, а не разъединяют, не разбивают на группы по технологической принадлежности (что случилось с проектом GEN-IV).

Область действия проекта INPRO охватывает ядерные реакторы и установки ядерного топливного цикла, которые, как предполагается, вступят в строй в будущем, вместе с соответствующими топливными циклами. Хотя проект INPRO рассматривает 50-летний временной масштаб, это не означает, что технологии будут внедряться в течение этого времени. Однако предполагается, что в течение этого времени будут вводиться в действие и сосуществовать и современные, и эволюционные, и инновационные проекты. Проект INPRO пока еще не обратился к каким-либо определенным технологиям.

Четыре конкретных национальных исследования выполняются в настоящее время для валидации методологии проекта INPRO путем применения ее к оценке отобранных национальных инновационных систем (табл. 2.1). Ими являются:

- Аргентина с реактором CAREM-X и технологией соответствующего топливного цикла;
- Индия с усовершенствованным тяжеловодным реактором (Advanced Heavy Water Reactor) и его топливным циклом;
- Российская Федерация с реактором БН-800 и соответствующим топливным циклом;
- Южная Корея с топливным циклом DUPIC.

В настоящее время МАГАТЭ широко использует практический опыт и профессиональные знания для определения путей утечки ядерных материалов, которые должны быть учтены при разработке методов защиты, что хорошо подходит для известных типов ядерных установок. Однако при оценке того, насколько критерий нераспространения соблюдается в инновационных ядерных энергетических системах, возможно, придется использовать более структурированный и прозрачный метод оценки.

Методология оценки критерия нераспространения должна быть способна давать оценку а priori того, насколько все типы инновационных ядерных энергетических систем соответствуют принципу нераспространения. Эта методология должна учитывать предполагаемую стоимость технических средств обеспечения нераспространения для эксплуатирующих организаций, органов государственной власти и органов безопасности, а также фактический опыт применения мер безопасности в инновационных ядерных энергетических системах.

Таблица 2.1

Страны-участницы проектов INPRO и GIF

| INPRO | INPRO & GIF | GIF |
|--|-----------------------|-----------------------|
| Аргентина | Аргентина | Аргентина |
| Бразилия | Бразилия | Бразилия |
| Болгария | Канада | Канада |
| Канада | Франция | Франция |
| Китай | Республика Корея | Япония |
| Чехия | Южная Африка | Республика Корея |
| Франция | Швейцария | Южная Африка |
| Германия | Организационный член: | Швейцария |
| Индия | Европейская комиссия | Великобритания |
| Индонезия | – | США |
| Республика Корея (Южная Корея) | – | Организационный член: |
| Нидерланды | – | ФОРАТОМ, |
| Пакистан | – | Европейская комиссия |
| Россия | – | – |
| Южная Африка | – | – |
| Испания | – | – |
| Швейцария | – | – |
| Турция | – | – |
| Организационный член: Европейская комиссия | – | – |
| | – | – |

Если будет достигнут консенсус и будут разработаны принципы нераспространения, поддержанные большинством стран-участниц МАГАТЭ, то они будут переданы для рассмотрения программам INPRO, GEN IV и другим программам по будущим энергетическим системам. Максимальное соблюдение принципов нераспространения даст возможность разместить будущие инновационные ядерные энергетические системы в больших количествах в различных геологических формациях, не увеличивая при этом риск распространения ядерных вооружений. Соблюдение принципов нераспространения дает несколько дополнительных преимуществ. Можно надеяться, что это повысит степень доверия населения к новым ядерным энергетическим системам, облегчит правила экспорта и импорта таких систем и сведет к минимуму стоимость защитных мероприятий.

Видимо, пришло время налаживания практического взаимодействия между INPRO и Международным форумом GIF. Проекты GEN IV и INPRO имеют базис для более тесного сотрудничества, поскольку их работы сосредоточены на сходных задачах. Участниками форума GIF (табл. 2.1) являются, в основном, владельцы технологий, а форум GIF рассматривает очень сложные технологии. Однако проект INPRO рассматривает Азию в качестве будущего рынка для ядерной энергетики, включая развивающиеся страны, где необходимы более простые, но более надежные системы. Проект INPRO включает участников из развивающихся стран и поэтому может лучше понимать их нужды и потребности.

Нет смысла затевать конкуренцию с инициированным DOE США проектом OECD/NEA по АЭС IV поколения GEN IV, в отличие от INPRO, ориентированным не на долговременное развитие крупномасштабной ЯЭ с относящимися сюда задачами ее топливного и радиационного баланса, радикального решения проблемы нераспространения и т.д., а на изучение различных концепций реакторов и ТЦ, в том числе небольших транспортируемых для перегрузок. INPRO и GEN IV по своей постановке и организации не противоречат и не пересекаются друг с другом, а наоборот, дополняют друг друга, охватывая в сумме и средне- и долговременную перспективу ЯЭ, малые и крупные АЭС, U-Pu и Th-U ТЦ, радикальные долгосрочные и не менее важные технические, контрольные и другие меры нераспространения. Такое тематическое разделение является условием последующего эффективного взаимодействия и, возможно, сотрудничества.

2.2. Исторический взгляд на разработку ядерных технологий и промышленных производств, необходимых для создания ядерного оружия [5]

Существуют две ключевые проблемы, от успешного разрешения которых зависит создание ядерного оружия:

- получение ядерного материала в необходимом количестве и качестве;
- создание и удержание надкритического состояния ядерного материала в течение максимально возможного промежутка времени для максимально возможного выхода энергии.

Как известно, в природе не существует готового ядерного материала, пригодного для использования в ядерном оружии.

Ниже рассмотрены пути решения этих проблем в странах, которые создали ядерное оружие первыми. Напомним, что задача Манхэттенского проекта формулировалась в условиях, когда на основе теоретических и экспериментальных исследований была доказана лишь возможность, но не была доказана осуществимость атомной бомбы. Лишь в январе 1945 г. возможность создания атомной бомбы была доказана серией экспериментов под названием «Дракон», выполненных в Лос-Аламосе. Возможность создания плутониевой атомной бомбы была доказана лишь при непосредственном ее испытании. Это наложило определенный отпечаток на подход, использованный в начале Манхэттенского проекта. Так как решающим был фактор времени, а любой путь к атомной бомбе приводил к цели, в соответствии с оценками Комптона, не раньше первой половины 1945 г., то получение необходимого ядерного материала в проекте осуществлялось сразу по трем направлениям: получение высокообогащенного урана и два способа получения плутония.

2.2.1. Получение урана оружейного качества

В начале Манхэттенского проекта уран оружейного качества был определен как уран, содержащий не менее 90 % урана-235. В первой урановой атомной бомбе, взорванной над Хиросимой, был использован уран 80 – 85 % – го содержания.

Производство урана столь высокого уровня обогащения в относительно короткий срок (три года) и в относительно небольшом количестве (40 – 50 кг по массе урана-235) оказалось самой дорогостоящей частью Манхэттенского проекта и едва ли не самой драматической. Заметим, что

к августу 1945 г. в Лос-Аламосе была изготовлена лишь одна урановая бомба на основе высокообогащенного урана и восемь бомб на основе плутония.

Весной 1942 г. Ури идентифицировал три обещающих метода разделения изотопов урана, но еще не разработанных до инженерной стадии. Они включали метод электромагнитного разделения, метод газовой диффузии и центрифужный метод. В рамках Манхэттенского проекта было запланировано довести до инженерной стадии методы электромагнитного разделения и газовой диффузии и построить соответствующие заводы.

Для строительства заводов по разделению изотопов урана генерал Гровс выбрал площадку размером 7 x 17 миль на западе штата Теннесси, получившую позже название Ок-Риджской площадки, по имени вновь построенного на ней небольшого города Ок-Ридж. Площадка с улучшенными коммуникациями, с вновь построенным городом, обнесенная колючей проволокой, была подготовлена 1 апреля 1943 г. для начала строительства заводов по электромагнитному и газодиффузионному разделению урана.

2.2.1.1. Завод Y-12

Метод электромагнитного разделения урана выглядел физически понятным и основывался на уже имевшемся большом опыте эксплуатации циклотронов в США. Этот метод был предложен «отцом» циклотрона Лоуренсом. В 1941 г. его группа получила на циклотроне в Беркли за один месяц непрерывной работы образец урана-235 весом 0,1 миллиграмма. Этот опыт показал непрактичность метода, однако Лоуренс в 1942 г. предложил конструкцию, названную им калютроном, которая была принята к внедрению. По расчетам Лоуренса, система, состоящая из 2000 калютронов, производила бы 100 г урана-235 в сутки, т.е. одну бомбу в год.

Гровс решил построить завод «альфа», состоящий из пяти установок, каждая из которых объединяла 96 калютронов. Пуск пилотного калютрона показал, что он обеспечивал лишь получение урана 15 % – го обогащения.

Тогда было решено использовать продукт завода «альфа» в качестве входного продукта на заводе «бета», состоящего из двух установок по 72 калютрона в каждой. Выходным продуктом завода «бета» был уран 90 %–го обогащения. Совокупность заводов «альфа» и «бета» получила код Y-12.

При проектировании завода Y-12 сразу же обнаружилась первая проблема. Катушки множества электромагнитов требовали такого количества сверхчистой меди, что США не могли его обеспечить. Было решено заменить медь на серебро. Казначейство США поставило на площадку 12300 т серебра в виде слитков.

Завод Y-12 занимал площадь, равную 20 футбольным полям, где находились 268 отдельных больших и малых зданий. Кроме зданий для собственно разделительных установок, следует отметить химические лаборатории, завод подготовки дистиллированной воды, электростанцию, восемь электрических подстанций, девятнадцать водоохлаждающих башен, помещения для вакуумных насосов и множество вспомогательных сооружений. Общий объем вакуума в разделительных установках был больше, чем общий объем вакуума во всех установках земного шара вне завода Y-12. Для управления и контроля работы узлов и агрегатов завода были подготовлены и обучены 5000 специалистов, часто неизвестных до этого профессий, например операторы калютронов.

В конце октября 1943 г. была пущена первая установка завода «альфа». Сразу же начали выявляться конструкторские недоработки: короткие замыкания в катушках электромагнитов, очень частые образования течей в вакуумных системах. К концу 1943 г., отделив менее одного грамма урана-235, завод был остановлен на реконструкцию. В конце сентября 1944 г. завод «альфа» заработал с производительностью в день 100 г урана 10 %-го обогащения. Но после прохождения второй фазы разделения на установках «бета» более 40 % урана высокого обогащения терялось из-за плохого химического отделения. Выход завода «бета» составлял 40 г в день, но был увеличен в конце октября до 90 г.

Таким образом, опыт использования метода электромагнитного разделения изотопов показал его неэкономичность, огромную энергоемкость и малую производительность.

2.2.1.2. Завод K-25

К весне 1942 г. метод газовой барьерной диффузии был изучен до уровня, который позволил начать инженерную проработку. Были исследованы две разновидности метода: английская, при низком давлении газа, но требовавшая чрезвычайно больших насосов, и американская, при высоком давлении газа, с насосами приемлемых размеров, но требовавшая до 4000 барьерных каскадов для получения урана 90 %-го обогащения.

ния, и несколько тысяч километров труб. Первоначальный проект завода К-25 с 4000 каскадов требовал площадь в два раза большую, чем завод Y-12. Подготовка площадки началась в мае 1943 г. и продолжалась до октября. Строительство завода затягивалось из-за множества новых инженерных проблем.

Центральное место в процессе газовой диффузии занимает пористый материал, через который происходит обогащение диффундирующего газа более легким изотопом. Гексафторид урана является очень агрессивным и сильнокорродирующим газом. Проблема барьерного материала была решена в августе 1943 г. за счет покрытия никелем внутренней поверхности огромного количества труб и насосов. Был изобретен новый материал для прокладок – тефлон, хорошо противостоящий агрессивному гексафториду урана.

В октябре 1943 г. стало ясно, что строительство завода К-25 в полном объеме приведет к невыполнению обязательства сделать урановую бомбу к середине 1945 г. Гровс принял решение «укоротить» завод, оставив 2800 каскадов, вместо требуемых 4000. Это решение приводило к тому, что выходным продуктом завода К-25 становился теперь уран 50 %-го обогащения. Этот уран предполагалось дообогащать на установках «бета» завода Y-12.

Завод К-25 в укороченной версии вступил в эксплуатацию в конце января 1945 г. После войны завод К-25 был достроен и успешно проработал несколько десятилетий.

2.2.1.3. Завод S-50

Параллельно Манхэттенскому проекту и независимо от него в годы войны в Военно-морской исследовательской лаборатории США в Филадельфии велся другой секретный атомный проект. Этот проект был направлен на использование атомной энергии как двигателя подводных лодок. По указанию президента Рузвельта этот проект был, по соображениям секретности, полностью изолирован от более секретного проекта бомбы. Официальный обмен жизненно важной научной информацией между проектами отсутствовал. Вернее, в Манхэттенский проект информация могла поступать из Филадельфии, но обратной передачи информации не разрешалось. Например, в Военно-морской лаборатории, работавшей, в первую очередь, над созданием реактора для подводной лодки, в 1943 г. не знали, что Ферми уже осуществил цепную реакцию деления

на природном уране. С другой стороны, когда молодой физик Филип Абельсон, работавший в Военно-морской лаборатории над проблемой обогащения урана, изобрел дешевый и очень эффективный способ получения гексафторида урана, армия приобрела у флота за один доллар патент на это изобретение для использования на Ок-Риджской площадке.

Абельсон начал работать в Филадельфийской лаборатории в 1941 г. Задачей лаборатории в то время было найти подходы к созданию двигательной установки для подводных лодок, используя ядерную энергию. В лаборатории знали о ранних попытках Ферми и Сцилларда осуществить цепную реакцию в уран-графитовой системе с использованием природного урана. Знали также об ожидаемых огромных размерах такого реактора. Абельсон понимал, что увеличение содержания урана-235 в уране приведет к сокращению размеров реактора. Так как метод электромагнитного разделения исследовался в то время в университете Беркли, метод газовой диффузии – в Колумбийском университете, центрифужный метод – в Вирджинии, то Абельсон решил попробовать метод жидкой тепловой диффузии.

Этот метод основан на том, что создание разности температур на двух концах трубы, заполненной жидким гексафторидом урана, приведет к некоторому разделению изотопов урана вдоль трубы с более высокой концентрацией легкого изотопа у горячего конца трубы. В 1942 г. Абельсон построил свои первые экспериментальные обогатительные колонны высотой около 10 метров. Конструкция колонны представляла собой сборку из трех концентрических труб: по внутренней никелевой трубе диаметром один дюйм пропускался водяной пар с температурой 200 °С; в пространстве между никелевой трубой и окружающей ее медной трубой помещался жидкий гексафторид урана; эта система из двух труб помещалась в стальную внешнюю трубу, по которой прокачивалась вода с температурой 54 °С. Такая колонна позволяла получать 0,1 кг урана однопроцентного обогащения в сутки. Но этот метод обогащения потреблял огромное количество пара.

В ноябре 1943 г. было принято решение для нужд флота построить на площадке лаборатории экспериментальный завод, состоящий из 300 обогатительных колонн. В январе 1944 г. началось строительство первой очереди завода – системы из 100 колонн.

Несмотря на большую секретность Манхэттенского проекта, информация о его текущем состоянии нелегально просачивалась в Военно-

морскую лабораторию. Абельсон знал в это время, что строительство газодиффузионного завода запаздывало из-за задержки производства барьерных трубок необходимого качества. Он знал, что установки электромагнитного разделения работают с очень низкой эффективностью, что в Лос-Аламосе в это время была большая тревога в связи с открытием интенсивного спонтанного деления плутония-240, угрожавшего возможной неудачей на пути к созданию бомбы. Он знал, что Оппенгеймер был директором в Лос-Аламосе. Наконец, он понимал, что его метод производства больших количеств слабообогатленного урана может заметно увеличить производительность установок «альфа», если на их вход подать уран однопроцентного обогащения.

Абельсон решил ознакомить непосредственно Оппенгеймера с этой идеей и со своими достижениями, минуя официальные каналы передачи информации из-за их громоздкости и возможной большой потери времени. Используя связи высокопоставленных морских офицеров в Филадельфии и в Лос-Аламосе, информация Абельсона была доставлена Оппенгеймеру в конце апреля 1944 г. Оппенгеймер мгновенно схватил идею и сообщил об этом Гровсу. Оппенгеймер понял, что на фазе выбора и оценки методов обогащения урана была допущена научная ошибка. Они все рассматривали каждый метод независимо друг от друга, тогда как их следовало рассмотреть в комбинации. Это давало выигрыш во времени.

Комиссия, назначенная Гровсом, изучила новое предложение и предоставила Гровсу возможность производить 30 кг в день урана 0,95 %-го обогащения на заводе в Филадельфии с 300 колоннами Абельсона. Гровс, стремясь выполнить обязательство сделать бомбу к середине 1945 г., и встревоженный состоянием дел Манхэттенского проекта в середине 1944 г., принял другое решение. Он решил построить за три месяца завод S-50 с 2100 колоннами на Ок-Риджской площадке. Пар, необходимый для S-50, должна была вырабатывать электростанция, построенная для завода K-25, который начнет работать в начале 1945 г.

Первая 300-колонная секция завода S-50 начала работать в середине сентября 1944 г. Но первоначально приходилось часто приостанавливать процесс обогащения из-за прорывов пара. Все (21) секции завода заработали устойчиво, начиная с середины марта 1945 г.

Аналогичный путь исследований, проб и решения проблем научно-технического и организационного характера прошла и советская программа обогащения урана.

2.2.2. Производство оружейного плутония

Путь к промышленному получению плутония был открыт в начале декабря 1942 г., когда группа физиков под руководством Ферми осуществила цепную реакцию деления природного урана в ядерном реакторе.

В январе 1943 г. было принято решение о строительстве заводов по производству плутония на Хэнфордской площадке в бассейне реки Колумбии. Проектированием реакторов руководил Вигнер. Главной проблемой был выбор теплоносителя. Вначале предполагалось охлаждать реакторы гелием из-за его малого сечения поглощения нейтронов. Но расчеты Вигнера показали возможность охлаждения водой, если использовать металлический уран и сверхчистый графит.

Мощность каждого из первых трех промышленных реакторов – наработчиков плутония – была выбрана равной 250 МВт. Реактор представлял собою квадратную графитовую призму высотой более 8 м со стороной квадрата около 8 м, лежащую на боку. В призме были высверлены 1500 горизонтальных каналов, в которые были вставлены алюминиевые трубы. В трубы, с одного торца призмы, загружались очехлованные алюминием блочки металлического урана диаметром 3 см и высотой 10 см. Выгрузка облученного урана производилась через противоположный торец призмы, откуда облученные блочки падали в бассейн с водой. Проектная масса загружаемого урана составляла 200 т, масса графита – 1200 т.

Время облучения урана нейтронами предполагалось равным трем месяцам, время выдержки в бассейне – двум месяцам. В результате через пять месяцев один реактор наработал около 50 кг плутония. Для его химического выделения планировалось строительство четырех радиохимических заводов.

Первый Хэнфордский реактор был построен и выведен в критическое состояние в конце сентября 1944 г. Через несколько часов он был выведен на уровень мощности 100 МВт. Реактор работал устойчиво в течение часа, а затем начали происходить совершенно непредвиденные события. Для продолжения работы реактора на этом уровне мощности потребо-

вался ввод положительной реактивности, что достигалось извлечением поглощающих нейтроны стержней, компенсировавших первоначальный запас реактивности. Само по себе такое требование ожидалось, но не с такой скоростью, которую требовал реактор для продолжения работы. Через несколько часов все стержни были выведены в крайнее верхнее положение, а затем мощность реактора быстро упала до нуля.

Примерно через 12 ч реактор «ожил», но, проработав столько же, вновь «заглох». Ферми выдвинул гипотезу, что в реакторе накапливались неидентифицированные до сих пор продукты деления урана. Гипотеза быстро превратилась в строгую теорию: был обнаружен ксенон-135, имеющий огромное сечение поглощения тепловых нейтронов. Этот изотоп является продуктом бета-распада йода-135, образующегося в больших количествах при делении ядер урана. Накопление ксенона-135 «отравляло» реактор. Запас реактивности на это «отравление» не был предусмотрен.

Реакторы необходимо было реконструировать. Реконструкция была осуществлена следующим образом. Каналы для загрузки урана образовывали цилиндрическую область внутри квадратной графитовой призмы. В результате углы этой призмы могли быть использованы для дополнительных 504 каналов. Эти дополнительные каналы были высверлены и загружены почти 70 т урана. В декабре 1944 г. два реконструированных промышленных реактора были запущены наработку плутония. Генерал Гровс доложил министру обороны, что он ожидает получить 18 пятикилограммовых плутониевых бомб во второй половине 1945 г. Это было весьма оптимистичное заявление, так как построенные три радиохимических завода еще не были опробованы для промышленного выделения плутония.

Сиборг в лабораторных условиях, имея в своем распоряжении всего лишь 0,5 мг плутония, полученного на циклотроне, разработал две технологии промышленного выделения плутония, на основе которых затем были построены два радиохимических завода (третий завод был запланирован как резервный). Первые граммы плутония, содержавшегося в тоннах облученного урана, стали поступать на химпереработку в конце декабря 1944 г. Первые прогонки обеспечивали выход 60 – 70 % наработанного плутония. В начале февраля 1945 г. был достигнут выход 90 %.

Впереди еще предстояли проблемы перевода плутония в металлическое состояние.

Следует отметить, что так же, как и в случае с обогащением урана, советская ядерная программа в части наработки плутония прошла, практически, тот же трудный и сложный путь, полный ошибок, проблем и их преодолений.

2.3. Создание первых ядерных бомб

Идею ядерной (атомной) бомбы высказывали многие физики сразу же после открытия явления деления природного урана тепловыми нейтронами. Эта идея основывалась на том, что при делении одного ядра урана освобождалась энергия в миллион раз большая, чем при сгорании такой же массы лучшей взрывчатки. Однако понадобилось очень много изощренного теоретического и экспериментального труда многих физиков, прежде чем были «пойманы» факты, приведшие к озарению, как можно сделать ядерную бомбу. Первый, кто «выловил» эти факты, был эмигрировавший в сентябре 1939 г. в Великобританию австрийский физик Отто Фриш. В конце 1939 г. в обзоре по состоянию дел в области деления, написанном по заказу английской академии наук, Фриш критиковал тех авторов, которые рассматривали цепную реакцию деления на тепловых нейтронах как средство для осуществления взрыва небывалой мощности, т.е. ядерного взрыва. Фриш доказал в этом обзоре, что цепная реакция деления урана на тепловых нейтронах будет протекать слишком медленно, чтобы в ней могла выделиться энергия ядерного взрыва (по крайней мере, несколько килотонн эквивалента ТНТ) до момента прекращения цепной реакции вследствие теплового расширения. Затем в начале 1940 г. он понял, что ядерный взрыв можно осуществить с помощью цепной реакции деления ядер урана-235 на быстрых нейтронах и предложил идею конструкции ядерной бомбы. Развивающаяся цепная реакция деления на быстрых нейтронах разгоняется почти в 10 тысяч раз быстрее, чем такая реакция на тепловых нейтронах. В 1942 г. эти и другие идеи по созданию бомбы были переданы правительству США английским правительством.

Идея использовать в качестве активного вещества в ядерной бомбе искусственный изотоп плутоний-239 появилась в США в 1941 – 1942 гг. Этой идее предшествовали следующие события:

- открытие искусственно полученного химического элемента плутония и его изотопов плутония-238 и плутония-239;
- обнаружение большого сечения деления плутония-239 быстрыми нейтронами и, как результат этого, ожидаемое низкое значение критической массы плутония-239, в несколько раз меньшее, чем критическая масса урана-235;
- осуществление цепной реакции деления на тепловых нейтронах в природном уране, открывшее путь к наработке плутония в промышленном масштабе.

Первая главная проблема на пути к созданию бомбы, т.е. наличие экзотических материалов в необходимых количествах, разрешилась после того, как в конце 1944 – начале 1945 гг. работа заводов по промышленному производству высокообогащенного урана и плутония на Ок-Риджской и Хэнфордской площадках стабилизировалась. Высокообогащенный уран и выделенный плутоний в виде химических соединений стали поступать в Лос-Аламосскую лабораторию в граммовых количествах с конца лета 1944 г. для изучения и уточнения физических характеристик и металлургии урана и плутония.

Лос-Аламосская лаборатория во главе с Оппенгеймером была создана весной 1943 г. с целью разработки конструкции ядерной бомбы. На эту лабораторию была также возложена задача производства высокообогащенного урана и плутония в виде металла необходимого качества. В Лос-Аламосской лаборатории были разрешены как проблема металлургии новых материалов, главным образом плутония, так и проблема создания надкритического состояния из подкритического для одной и той же массы активного материала так, чтобы избежать предетонации.

Первая идея способа создания надкритического состояния из подкритического для одной и той же массы материала пришла в Лос-Аламос в английском итоговом отчете по проблеме урановой бомбы. Этот способ состоял в быстром соединении двух подкритических частей ядерного заряда в компактную, образующую за несколько десятков микросекунд надкритическую конфигурацию. При этом предполагалось, что в момент достижения максимальной надкритичности внутри активного материала

будут сгенерированы несколько нейтронов, которые инициируют разгоняющуюся цепную реакцию деления на быстрых нейтронах.

Критическим моментом в этом способе было время, требуемое для соединения в компактную конфигурацию двух первоначально разнесенных частей ядерного заряда. Если время соединения частей оказывалось более нескольких миллисекунд, росла вероятность предетонации ядерного заряда, а это означало бессмысленную потерю сверхдрагоценного ядерного материала.

Природа возможности предетонации состоит в следующем. Помимо нейтронов, преднамеренно генерируемых в нужный момент в ядерной бомбе для инициации цепной реакции, в активном материале могут появиться случайные нейтроны различной природы. Источниками таких нейтронов являются спонтанное деление, нейтроны космического происхождения и нейтроны, образующиеся в реакции взаимодействия легких ядер с альфа-частицами. Случайные (блуждающие) нейтроны время от времени появляются в каждой из двух частей разделенного ядерного заряда. Так как масса каждой из этих частей далека от критической, то вероятность вызвать деление случайным нейтроном очень низкая, и такие события в исходном состоянии хотя и происходят, но очень редко. Но при сближении двух частей уровень подкритичности системы в целом снижается, система становится все ближе и ближе к критической, и вероятность деления случайными нейтронами растет. Появляются быстро затухающие короткие цепочки делений. При дальнейшем сближении система становится критической, еще не достигнув наиболее компактной конфигурации. Появление случайных нейтронов теперь приводит к медленно развивающейся цепной реакции. Активное вещество расплавляется, и в результате теплового расширения цепная реакция прекращается. Результатом оказывается тепловой взрыв, а не ядерный.

Таким образом, даже при наличии требуемого количества материала, делящегося быстрыми нейтронами, осуществление ядерного взрыва оказывается весьма тонкой и увлекательной физической задачей, вернее совокупностью задач. Ниже показано, как решались эти задачи в рамках Манхэттенского проекта.

2.3.1. Урановая бомба

Конструкция урановой бомбы как бомбы «пушечного» типа была определена в Лос-Аламосе уже в конце 1943 г.

Идея быстрого соединения двух частей ядерного заряда была решена очень остроумно в этой конструкции. Подвижная часть ядерного заряда ускорялась по принципу реактивного движения внутри пушечного ствола. Неподвижная часть ядерного заряда была выполнена в виде кольца, так что подвижная часть не ударялась в неподвижную, а проходила сквозь нее, образуя в течение нескольких микросекунд сферическую конфигурацию, после чего заряд должен был испариться в своем объеме.

Предпосылками для выбора такой конструкции были:

- открытие, сделанное Сегре в 1943 г., – энергия нейтронов космического фона относительно низка и, следовательно, уран заряда можно защитить от них;
- интенсивность излучения нейтронов спонтанного деления ураном-235 крайне низка и составляет в среднем около 0,01 нейтронов/(кг·с);
- интенсивность испускания альфа-частиц ураном-235 ничтожна из-за огромного периода полураспада ($7,1 \cdot 10^8$ лет).

Эти характеристики позволяли ограничиться длиной разгонного пушечного ствола менее двух метров без риска предетонации. Такие размеры приводили к ожидаемой массе бомбы около трех тонн, что удовлетворяло требованиям тяжелой авиации того времени. В замыслах конструкции бомбы до 1943 г. предполагалось, что длина разгонного пушечного ствола должна быть равна почти шести метрам.

К началу 1945 г. в Лос-Аламосе еще не было достаточного количества урана-235, да и само это требуемое количество было оценено лишь теоретически со значительной неопределенностью. С января высокообогащенный уран стал поступать в Лос-Аламос.

Высокообогащенный уран поступал в Лос-Аламос в виде тетрафторида урана и на площадке перерабатывался в металлический уран. Фриш предложил конвертировать металлический уран в гидрид урана и на основе последнего собирать серию подкритических сборок, постепенно увеличивая их размер по мере увеличения количества высокообогащенного урана на площадке. К концу зимы 1945 г. Фриш приблизился к критическому состоянию с высокообогащенным гидридом урана и берил-

лиевым отражателем столь близко, что система становилась критической при приближении к ней человека, в чем Фриш однажды убедился.

Затем по его идее был выполнен уникальный эксперимент «Дракон», позволивший получить исходные данные для определения массы ядерного заряда первой урановой ядерной бомбы. В этом эксперименте использовался гидрид урана, т.е. цепная реакция протекала на быстротепловом спектре нейтронов. Это означало, что развивающаяся цепная реакция протекала бы в такой системе несколько медленнее, чем в будущей бомбе.

По вертикальной оси кубической подкритической сборки было оставлено сквозное отверстие, в которое с высоты трех метров падал урановый цилиндр высотой 15 см и массой около одного килограмма. При прохождении цилиндром отверстия внутри сборки возникало надкритическое состояние и, как следствие, мощный нейтронный импульс и импульс цепной реакции. Мощность в максимуме импульса достигала 20 МВт, скорость роста температуры гидрида урана достигала двух градусов за одну миллисекунду. Эти эксперименты имели помимо практического еще и историческое значение. Это были первые демонстрации контролируемой цепной реакции на мгновенных нейтронах.

К апрелю 1945 г. на Лос-Аламосской площадке было достаточно металлического урана, чтобы можно было определить его критическую массу. Эту массу Фриш измерил 12 апреля. Масса ядерного заряда первой бомбы значительно превышала критическую и составила около 42 кг.

2.3.2. Плутониевая бомба

Первые граммы плутония, произведенного в реакторе, поступили в виде нитрата плутония в Лос-Аламос летом 1944 г. Этот плутоний был наработан в пилотном уран-графитовом реакторе X-10, пущенном в начале ноября 1943 г. Охлаждение этого реактора осуществлялось воздухом. Через месяц после пуска, в начале ноября 1943 г., были выгружены первые пять тонн облученного урана, из которых через полгода были выделены первые граммы плутония.

Эти первые граммы плутония были использованы для изучения физики, химии и металлургии плутония. Если физика и химия плутония были предварительно изучены на микрограммовых образцах, полученных на

циклотроне в 1943 г., то металлургия плутония была еще совершенно неизвестна. Металлургия оказалась весьма специфичной, но металлургические проблемы были довольно быстро разрешены. В химии плутония оставалась проблема глубокой очистки плутония от примесей легких элементов, физики опасались появления блуждающих нейтронов, рождающихся при взаимодействии альфа-частиц с ядрами легких элементов. Альфа-активность плутония на четыре порядка превышала альфа-активность урана. Но не металлургия и не химия, а физика преподнесла сюрприз.

При измерениях интенсивности спонтанного деления первого реакторного плутония обнаружилось, что количество нейтронов спонтанного деления в реакторном плутонии значительно больше, чем в плутонии, полученном в циклотроне. Причиной тому было более интенсивное накопление плутония-240 в реакторе, чем при облучении урана нейтронами, получаемыми в циклотроне, так как скорость накопления плутония-239 пропорциональна потоку нейтронов, а скорость накопления плутония-240 пропорциональна квадрату потока нейтронов. Так как реакторы в Хэнфорде были в 3,5 раза мощнее пилотного реактора X-10, то ожидаемый оттуда плутоний обещал содержать еще больше плутония-240. Заметим, что интенсивность излучения нейтронов спонтанного деления плутонием-240 в 10 миллионов раз выше, чем ураном-235.

До обнаружения этого факта основным требованием к металлическому плутонию было требование к степени очистки его от примесей легких элементов. Теперь не требовалась сверхочистка, поскольку источник нейтронов спонтанного деления превосходил во много раз любые другие мыслимые источники блуждающих нейтронов. Но обнаружение этого факта было расценено Оппенгеймером как катастрофа. Расчеты показывали, что даже при достижении скорости сближения частей заряда снаряда и мишени, равной 1 км/с (что требовало шестиметрового пушечного ствола), происходила предетонация.

Летом 1944 г. ученым казалось, что Манхэттенский проект провалился. Действительно, завод электромагнитного разделения изотопов урана находился на реконструкции, не выдав ни грамма высокообогащенного урана за полгода работы. Завод газовой барьерной диффузии строился, но была неясность с материалом для барьерных трубок, являющихся сердцем газодиффузионного процесса обогащения. И, наконец, получен-

ный в реакторе плутоний оказался не подходящим для бомбы материалом при пушечном способе достижения надкритической массы. Было понятно, что отделить плутоний-240 от плутония-239 невозможно. Оставалась одна возможность – применить другой способ создания надкритического состояния, а именно метод имплозии. Этот метод обеспечивал отсутствие детонации при большом фоне блуждающих нейтронов.

Метод имплозии был предложен Недермейером весной 1943 г. при обсуждении возможных способов создания надкритического состояния. Имплозия может трактоваться как «взрыв внутрь» и означает создание во взрывчатом веществе сферической детонационной волны, сходящейся к центру сферы. В этом случае могут быть достигнуты давления до десяти миллионов атмосфер. При таких давлениях плотность твердого вещества может возрасти в два и более раз. Однако способ создания сходящейся в точку ударной волны был неизвестен. Эксперименты по созданию имплозии, проводившиеся в Лос-Аламосе уже более года, были неудачными.

Руководство Манхэттенского проекта решило присвоить высший приоритет работам по осуществлению имплозии и атаковать эту проблему всеми возможными средствами. В течение двух месяцев персонал Лос-Аламосской лаборатории был увеличен вчетверо для интенсификации работ по практическому внедрению теоретических идей, направленных на то, чтобы превратить взрывчатку, рассматривавшуюся до сих пор как разрушительный инструмент, в прецизионный инструмент. В качестве теоретической разработки, которую следовало заставить работать практически, была выбрана конструкция Джона фон Неймана, основанная на предположении, что фронт ударной волны формируется по аналогии с формированием фронта световой волны при прохождении света в веществе.

Джон фон Нейман предложил систему «линз», изготовленных из двух типов взрывчатки с разной скоростью горения. Эта система линз собиралась из кусков взрывчатки, отлитых в форме усеченных треугольных пирамид, так, чтобы сформировать толстую сферическую оболочку из взрывчатки, окружавшую толстый сферический отражатель из природного урана, окружавший, в свою очередь, плутониевый заряд, изготовленный из двух полушарий плутония. Теоретически такая система линз преобразовывала расходящуюся детонационную волну в сходящуюся сферическую детонационную волну. Но нужно было подобрать типы

взрывчаток, удовлетворяющих множеству функциональных и технологических требований.

Сферический слой взрывчатки состоял из двух слоев: внешнего слоя быстрогорящей взрывчатки с «преломляющими» линзами внутри этого слоя, изготовленными из медленногорящей взрывчатки, и внутреннего слоя быстрогорящей взрывчатки. Вся система собиралась из более чем 100 кусков взрывчатки сложной формы. Требования к точности отливки необходимой геометрии составляли несколько сотых долей миллиметра. Материал детали не должен был содержать воздушных пузырей и твердых неоднородностей.

Работы по выбору типов взрывчатки и изготовлению деталей имплозивного заряда и по тестированию собираемых имплозивных устройств возглавил Кистяковский. В течение осени 1944 г. и до середины зимы 1945 г. тестовые взрывы изготавливаемых устройств не показывали требуемой симметрии имплозии. Лишь в самом начале февраля 1945 г. Кистяковский подобрал нужный состав взрывчатки для преломляющих линз. Последующий тест, выполненный 7 февраля 1945 г., показал требуемую симметрию. Имплозия демонстрировала сильное уменьшение размера твердого шара в центре, а следовательно, заметное увеличение плотности твердого вещества за счет сжатия. В начале марта поисковые работы по имплозии были заморожены.

24 июня 1945 г. Фриш измерил критическую массу шара плутония в самой его плотной фазе, окруженного урановым отражателем. Она оказалась равной пяти килограммам.

Таким образом, к началу лета 1945 г. казалось, что все проблемы с плутониевой бомбой разрешены. Однако конструкция плутониевой бомбы была настолько необычной, что все руководство Манхэттенского проекта не было до конца уверено в успехе. Действительно, масса плутониевого ядерного заряда была заметно меньше критической массы. Имплозивное устройство было многократно испытано, но всякий раз оно собиралось вновь. Даже небольшие отклонения детонационной волны от сферической симметрии грозили несрабатыванием бомбы в целом. Поэтому было решено провести испытание плутониевой бомбы на полигоне до ее боевого применения. Урановая бомба была значительно проще в своей конструкции, поэтому уверенность в ее надежности была выше. Она была первой примененной атомной бомбой. К тому же она была

единственной урановой бомбой, существовавшей на Земле к началу августа 1945 г. Плутониевых бомб было уже пять – шесть штук.

2.4. Современное состояние ядерных технологий

Результатом оружейных и мирных программ по атомной энергии является то, что в настоящее время в качестве источника энергии рассматриваются два вида ядерных реакций.

Цепная реакция деления ядер тяжелых изотопов, в которой могут участвовать изотопы урана и тория (из естественных элементов), изотопы искусственных трансурановых элементов (главным образом, изотопы плутония, а также нептуния, америция, кюрия, берклия и калифорния). Сюда же относится ^{233}U , искусственный изотоп урана, который может быть получен нейтронным облучением тория.

Реакция термоядерного синтеза ядер легких изотопов на основе изотопов водорода (дейтерий и тритий). Природный водород содержит 0,015 % дейтерия и не содержит трития, который может быть получен искусственным путем (так же, как и плутоний в реакторе).

Если в начале программ в качестве ядерных материалов (ЯМ) рассматривались только уран и плутоний, то в настоящее время национальные системы учета ядерных материалов включают значительно более широкий список, а именно:

- исходные ЯМ – урановые и ториевые руды, природный уран и торий, обедненный уран (уран с пониженным содержанием ^{235}U);
- специальные ЯМ – обогащенный уран (уран с повышенным содержанием ^{235}U), плутоний и ^{233}U ;
- трансурановые элементы (Np, Am, Cm, Bk, Cf);
- тяжелая вода, дейтерий, тритий, литий.

Определение «**ядерные технологии**» также имеет более широкий смысл в отличие от первоначального значения и включает в себя:

- технологии производства ЯМ;
- технологии хранения, транспортировки и использования ЯМ;
- технологии переработки и повторного использования ЯМ;
- технологии переработки и захоронения радиоактивных отходов.

Ядерные технологии и безопасность обращения с ЯМ очень тесно связаны между собой. Термин «безопасность» может трактоваться в широком смысле, включая радиационную безопасность, ядерную безопасность и безопасность относительно сохранности/распространения ядерных материалов и собственно оружия.

Радиационная безопасность – защищенность от прямого облучения всеми видами ионизирующего излучения.

Ядерная безопасность – свойства ядерного объекта, ядерной установки, пункта хранения ядерных материалов, обуславливающие с определенной вероятностью невозможность ядерной аварии.

Безопасность относительно сохранности/распространения ЯМ – защищенность ЯМ от хищения с целью создания ядерных взрывных устройств или иных действий во вред человеку.

Основное внимание в настоящем разделе будет уделено описанию ядерных технологий и их анализу с точки зрения обеспечения нераспространения ЯМ. Нераспространение ЯМ может быть гарантировано, если при работе с ними будут созданы такие условия, чтобы хищение и использование ЯМ в незаконных целях стало настолько затруднительно и опасно, а риск обнаружения подобных действий столь высок, что потенциальные нарушители были бы вынуждены отказаться от своих намерений.

Ядерные технологии должны быть обеспечены такой системой физической защиты, учета и контроля ЯМ, чтобы:

- а) добраться до ЯМ и похитить их было бы максимально трудно;
- б) хищение малого количества ЯМ персоналом своевременно обнаруживалось, и дальнейшие попытки хищений пресекались;
- в) попытки хищения с использованием фальсифицированных документов (внутренний нарушитель) ЯМ своевременно обнаруживались национальными или международными инспекционными органами.

Рассмотрим ядерные технологии с точки зрения нераспространения ЯМ.

2.4.1. Концепция ядерного топлива

Ядерное топливо – это материалы, содержащие нуклиды, делящиеся при облучении нейтронами. К ним относятся следующие нуклиды:

- природные изотопы урана и тория;
- искусственные изотопы плутония;
- изотопы трансурановых элементов (Np, Am, Cm, Bk, Cf);
- искусственный изотоп ^{233}U (продукт захвата нейтронов ^{232}Th).

Как правило, изотопы урана, плутония и тория с четным массовым числом (четные изотопы) делятся только под действием быстрых нейтронов (порог реакции деления – примерно 1,5 МэВ). В то же время изотопы урана и плутония с нечетным атомным числом (нечетные изотопы) делятся нейтронами любых энергий, включая тепловые нейтроны. Спектр нейтронов деления – это спектр быстрых нейтронов (средняя

энергия $\sim 2,1$ МэВ), быстро замедляющихся ниже порога деления для четных изотопов при взаимодействии с неделящимися атомами окружающей среды. Поэтому цепная реакция деления на четных изотопах трудноосуществима из-за малой доли нейтронов с энергией выше порога деления. Для поддержания цепной реакции деления на нечетных изотопах замедление нейтронов играет положительную роль, поскольку сечения деления этих изотопов растут с уменьшением энергии нейтронов.

Первичное ядерное топливо содержит только природные делящиеся изотопы (^{235}U , ^{238}U , ^{232}Th). Вторичное ядерное топливо содержит искусственные делящиеся нуклиды (^{233}U , ^{239}Pu , ^{241}Pu).

Изотоп урана ^{238}U и изотоп тория ^{232}Th представляют собой природный ядерный материал, малопригодный для использования в качестве ядерного топлива, так как они делятся только быстрыми нейтронами. Однако эти изотопы являются исходным материалом для получения искусственных делящихся нуклидов (^{233}U , ^{239}Pu), т.е. для воспроизводства вторичного ядерного топлива. Нуклиды ^{232}Th и ^{238}U часто называют воспроизводящими изотопами.

В настоящее время ядерная энергетика базируется на природном уране, который состоит из трех изотопов:

^{238}U ; содержание – 99,2831 %; период полураспада $T_{1/2} = 4,5 \cdot 10^9$ лет;

^{235}U ; содержание – 0,7115 %; период полураспада $T_{1/2} = 7,1 \cdot 10^8$ лет;

^{234}U ; содержание – 0,0054 %; период полураспада $T_{1/2} = 2,5 \cdot 10^5$ лет.

Изотоп ^{235}U – единственный природный ЯМ, который может делиться нейтронами любых энергий с образованием избыточного количества быстрых нейтронов. Именно благодаря этим нейтронам, цепная реакция деления становится осуществимой. Большинство энергетических реакторов работает на уране, обогащенном изотопом ^{235}U до 2 – 5 %. Быстрые реакторы используют уран с обогащением 15 – 25 %. Исследовательские реакторы используют уран среднего и высокого обогащения (20 – 90 %).

Обогащенный уран – это уран, содержащий ^{235}U в количестве, превышающем его концентрацию в природном уране. По классификации МАГАТЭ, используются следующие определения урана:

- естественный уран;
- низкообогащенный уран (LEU – Low Enriched Uranium) < 20 % ^{235}U ;
- высокообогащенный уран (HEU – High Enriched Uranium) ~ 90 % ^{235}U .

В процессе обогащения урана образуется обедненный уран, т.е. уран с содержанием ^{235}U ниже природного уровня (0,2 – 0,3 %). Обедненный уран образуется также и в реакторах, работающих на природном уране (реакторы типа CANDU).

В современных ядерных реакторах используется ядерное топливо различного вида:

- чистые металлы, сплавы металлов, интерметаллические соединения;
- керамика (оксиды, карбиды, нитриды);
- металлокерамика (или керметы – частицы металлического топлива, диспергированные в керамической матрице);
- дисперсное топливо (микрочастицы топлива в защитной оболочке, диспергированные в инертной, например, графитовой матрице).

Основная конструкционная форма ядерного топлива в реакторе – тепловыделяющий элемент (ТВЭЛ). ТВЭЛ состоит из активной части (сердечник, где содержатся топливные и воспроизводящие ЯМ) и наружной оболочки. Оболочки ТВЭЛОВ обычно изготавливаются из металла (нержавеющие стали, циркониевые сплавы). В микротвэлах топливные микрочастицы покрываются слоями карбида кремния и пиролитического углерода.

По геометрической форме ТВЭЛЫ могут быть стержневыми, кольцевыми, пластинчатыми, сферическими. Типичные размеры стержневых ТВЭЛОВ: 5 – 10 мм в диаметре, 2,5 – 6 м в длину, т.е. $h/d \sim 500$.

Топливная загрузка реактора размещается в большом количестве ТВЭЛОВ. Типичное количество ТВЭЛОВ: ВВЭР-440 содержит ~ 44 000, ВВЭР-1000 – 48 000, РБМК-1000 – 61 000.

ТВЭЛЫ объединяют в тепловыделяющие сборки (ТВС): от нескольких штук до нескольких сотен ТВЭЛОВ в одной ТВС.

Все ТВС, размещенные в реакторе, образуют активную зону, где происходит управляемая цепная реакция деления ядер нейтронами, сопровождающаяся преобразованием ядерной энергии в тепловую. Эта энергия отводится теплоносителем для дальнейшего преобразования в электрическую. Активная зона реактора играет ту же роль, что и обычный тепловой котел, в котором сжигается органическое топливо. Эта аналогия позволяет использовать привычные термины «ядерное топливо», «сжигание топлива», «выгорание топлива», хотя горения или сжигания топлива в традиционном понимании в ядерном реакторе не происходит.

2.4.2. Основные стадии ЯТЦ

Процессы изготовления, использования и переработки ядерного топлива могут быть объединены общим понятием ядерного топливного цикла (ЯТЦ). Ниже приведены основные стадии ЯТЦ.

- Добыча урановой руды и извлечение из нее урана.
- Частичное обогащение урана изотопом U-235.
- Изготовление ядерного топлива.
- Облучение ядерного топлива в реакторах.
- Временное хранение облученных ТВС (ОТВС) на АЭС.

Далее возможны два варианта: открытый ЯТЦ или замкнутый ЯТЦ.

▪ Открытый цикл – хранение/захоронение ОТВС в геологических хранилищах.

▪ Замкнутый цикл – переработка облученного топлива на радиохимическом заводе (РХЗ) с разделением урана, плутония и продуктов деления; возвращение урана и использование плутония в виде топлива; захоронение продуктов деления в виде высокорadioактивных отходов (РАО).

Существуют две прямо противоположные точки зрения на целесообразность замыкания ЯТЦ.

Замыкание ЯТЦ **нецелесообразно**, поскольку при химической переработке ОЯТ возникают такие технологические и политические проблемы, как: возможность хищения ЯМ для создания ядерного взрывного устройства; сложность и радиационная опасность переработки ОЯТ; а также сложность и опасность переработки и захоронения РАО.

Замыкание ЯТЦ **целесообразно**, поскольку ОЯТ содержит ценные ЯМ, имеющие огромный энергетический потенциал и пригодные для изготовления ядерного топлива. Замкнутый ЯТЦ – это потенциальная возможность обеспечения растущих национальных энергетических потребностей за счет атомной энергии.

Опишем более подробно варианты ЯТЦ.

Открытый (разомкнутый) ЯТЦ:

- добыча урановой руды;
- производство октаоксида урана U_3O_8 ;
- конверсия U_3O_8 в UF_6 ;
- обогащение UF_6 ;
- изготовление ядерного топлива (ТВЭЛы и ТВС);

- использование ядерного топлива в ядерных реакторах;
- хранение ОЯТ в приреакторных хранилищах;
- окончательное захоронение ОЯТ в геологических формациях.

Замкнутый ЯТЦ с использованием регенерированного урана:

- добыча урановой руды;
- производство октаоксида урана U_3O_8 ;
- конверсия U_3O_8 в UF_6 ;
- обогащение UF_6 ;
- изготовление ядерного топлива (ТВЭЛы и ТВС);
- использование ядерного топлива в ядерных реакторах;
- хранение ОЯТ в приреакторных хранилищах;
- переработка ОЯТ с выделением урана, плутония и РАО;
- возвращение регенерированного урана на стадии конверсии и обогащения;
- размещение плутония в спецхранилищах;
- окончательное захоронение РАО в геологических формациях.

Замкнутый ЯТЦ с использованием регенерированного урана и плутония:

- добыча урановой руды;
- производство октаоксида урана U_3O_8 ;
- конверсия U_3O_8 в UF_6 ;
- обогащение UF_6 ;
- изготовление ядерного топлива (ТВЭЛы и ТВС);
- использование ядерного топлива в ядерных реакторах;
- хранение ОЯТ в приреакторных хранилищах;
- переработка ОЯТ с выделением урана, плутония и РАО;
- возвращение регенерированного урана на стадии конверсии и обогащения;
- изготовление смешанного уран-плутониевого оксидного топлива (МОХ-топлива) на основе регенерированного урана и плутония;
- окончательное захоронение РАО в геологических формациях.

Схемы вариантов ЯТЦ показаны на рис. 2.2.

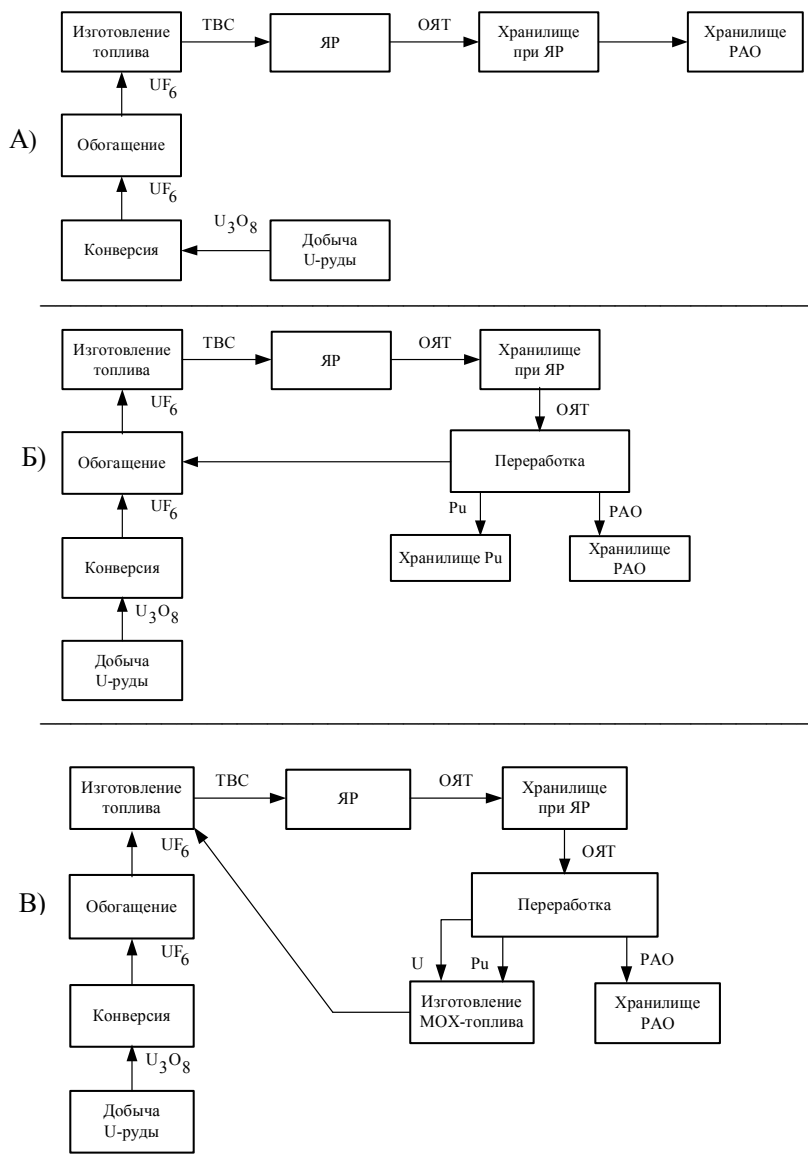


Рис. 2.2. Схемы открытого (А) и двух вариантов замкнутого (Б, В) ЯТЦ.

В настоящее время в мире ряд государств имеет возможности для осуществления замкнутого топливного цикла с переработкой ОЯТ в промышленном масштабе: США, Великобритания, Франция, Россия, Китай, Германия, Япония и Индия. Если для первых пяти, являющихся ядерными державами, вопрос модели ЯТЦ – это, в первую очередь, вопрос стратегии развития ядерной энергетики, то для так называемых «неядерных» стран это вопрос, связанный с проблемой нераспространения.

Однако как в первом, так и во втором случае, одной из главных задач развития и использования ядерных технологий является контроль за ЯМ на всех стадиях ЯТЦ с целью недопущения их переключения на военные цели.

Возможны три пути переключения ЯМ с энергетического использования на применение в военных целях:

- насильственное хищение после террористической атаки извне на ядерный объект или транспортное средство в процессе перевозки ЯМ. Основным барьером на пути такого «переключения» являются системы физической защиты ЯМ;

- ненасильственное, скрытое хищение ЯМ персоналом объекта. Против этого призваны бороться системы учета и контроля ЯМ;

- скрытое переключение ЯМ, санкционированное национальным правительством. Этому призваны противостоять политические международные механизмы в виде системы международных договоров (ДНЯО) и других многосторонних соглашений (региональные договоры, договоры и соглашения по экспорту ядерных материалов и технологий и т.д.).

2.4.3. Привлекательность ЯМ на разных стадиях ТЦ

Рассмотрим факторы, характеризующие привлекательность ЯМ для переключения (хищения) на различных стадиях ЯТЦ.

1. **Количество и качество ЯМ**, необходимых для создания ядерных взрывных устройств. Из нейтронно-физических расчетов известно, что для металлической сферы без отражателя:

критмасса 100 % ^{235}U – 50 кг;

критмасса 100 % ^{239}Pu – 15 кг;

критмасса 100 % ^{233}U – 17 кг.

Отражатель снижает критмассу примерно в два раза. МАГАТЭ ввело единицу количества ЯМ – «значимое количество» (SQ – Significant Quantity). Величина SQ, принятая МАГАТЭ, составляет:

1 SQ для Pu – 8 кг; 1 SQ для ^{235}U – 25 кг.

2. Физическое и химическое состояние.

3. Уровень радиоактивного излучения от материала.

4. Обнаруживаемость.

Рис. 2.3 дает качественную оценку привлекательности стадий ЯТЦ для хищения ЯМ.

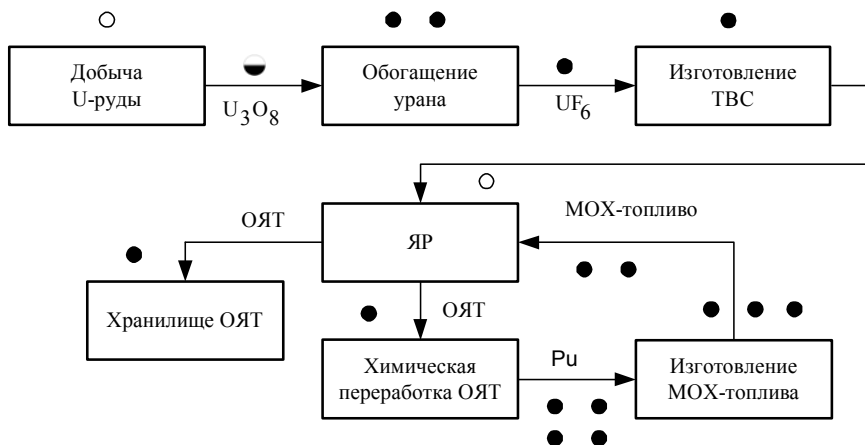


Рис. 2.3. Привлекательность стадий ЯТЦ для хищения ЯМ.

Количество точек и их зачерненность характеризуют привлекательность этапа ЯТЦ. Наиболее привлекательны этапы, связанные с переработкой ОЯТ, выделением плутония, изготовлением смешанного уран-плутониевого топлива и повторным использованием его в реакторе.

Рассмотрим основные стадии ЯТЦ с точки зрения риска распространения.

Добыча и первичная обработка урановой руды

Уязвимость к краже (УК): низкая. Для производства 25 кг оружейного урана надо около 5000 кг природного урана или 5000 т (!!) урановой руды. Кража такого количества урановой руды не может пройти незамеченной.

Уязвимость к переключению персоналом (УПП): высокая. Урановые рудники и предприятия по первичной обработке урановой руды находятся вне гарантий МАГАТЭ.

Риск распространения (РР): низкий. Природный уран невозможно напрямую использовать в ядерном взрывном устройстве.

Обогащение урана изотопом ^{235}U

УК: велика. Для ядерного взрывного устройства достаточно 25 кг оружейного урана. Такой вес может унести один человек.

УПП: зависит от постановки предприятий под гарантии МАГАТЭ.

РР: высокий. Группа ядерных поставщиков наложила неофициальное эмбарго на экспорт обогатительных технологий.

Перевод в ядерное топливо (необогащенный уран для реакторов типа CANDU) или в гексафторид урана для обогащения

УК: мала, как и при добыче урановой руды.

УПП: зависит от постановки предприятий под гарантии МАГАТЭ.

РР: низкий. Природный уран невозможно использовать в ядерном взрывном устройстве.

Изготовление ядерного топлива (ТВЭЛы, ТВС)

УК: низкая. Одна ТВС весит 300 – 650 кг. Потребуется специальный транспорт для перевозки ТВС.

УПП: зависит от постановки предприятий под гарантии МАГАТЭ.

РР: от низкого до высокого, в зависимости от обогащения топлива.

Использование ядерного топлива в ядерных реакторах

УК: низкая. Это связано с весом ТВС, ее радиоактивностью и размещением внутри корпуса ядерного реактора.

УПП: зависит от постановки реактора под гарантии МАГАТЭ.

РР: от низкого до высокого, в зависимости от обогащения топлива и от наличия установок для переработки ОЯТ.

Хранилище ОЯТ

УК: низкая. Это связано с весом, радиоактивностью и остаточным тепловыделением ТВС.

УПП: зависит от постановки хранилища под гарантии МАГАТЭ.

РР: от низкого до высокого, в зависимости от наличия установок для переработки ОЯТ.

Переработка ОЯТ

УК: высокая. При переработке ОЯТ используется дистанционное оборудование, отделяющее персонал от ЯМ. Однако есть участки, где плутонийсодержащие материалы доступны для кражи.

УПП: зависит от постановки перерабатывающей установки под гарантии МАГАТЭ.

РР: высокий. На перерабатывающих заводах производится плутоний, который может быть использован в ядерных взрывных устройствах.

Группа ядерных поставщиков наложила неофициальное эмбарго на экспорт перерабатывающих технологий.

Захоронение радиоактивных отходов

УК: низкая. Это связано с высокой радиоактивностью и тепловыделением РАО, с малым содержанием делящихся материалов.

УПП: низкая из-за малого содержания делящихся материалов.

РР: низкий. Это связано с высокой радиоактивностью и тепловыделением РАО, с малым содержанием делящихся материалов.

Вышеприведенные рассуждения можно представить в следующем виде (табл. 2.2).

Таблица 2.2

Опасность стадий ЯТЦ с точки зрения распространения

| Стадия ЯТЦ | Уязвимость к краже | Уязвимость к переключению | Риск распространения |
|-----------------------------|--------------------|---------------------------|----------------------|
| Добыча руды | Низкая | Высокая | Низкий |
| Конверсия в UF ₆ | Низкая | В/Н(МАГАТЭ)* | Низкий |
| Обогащение | Высокая | В/Н(МАГАТЭ) | Высокий |
| Изготовление ТВС | Низкая | В/Н(МАГАТЭ) | В/Н(обогащение) |
| Использование на АЭС | Низкая | В/Н(МАГАТЭ) | В/Н(обогащение) |
| Хранение ОТВС | Низкая | В/Н(МАГАТЭ) | В/Н(обогащение) |
| Переработка ОЯТ | Высокая | В/Н(МАГАТЭ) | Высокий |
| Захоронение РАО | Низкая | Низкая | Низкий |

*В/Н(МАГАТЭ) – от высокого до низкого в зависимости от наличия контроля со стороны МАГАТЭ.

Рассмотрим каждый из этапов топливного цикла более подробно.

Добыча и первичная обработка природных ЯМ

Из-за высокой химической активности урана и тория они встречаются в природе только в виде химических соединений. Всего обнаружено около 200 урановых и ториевых минералов.

Известно сравнительно мало богатых месторождений урановых руд. Общие запасы урана в земной коре оцениваются в 10^{14} т. В водах морей и океанов находится около $4 \cdot 10^9$ т урана (в среднем $3,3 \text{ мг/м}^3$).

Урановые руды различаются по содержанию в них урана:

- очень богатые руды – больше 1 %;
- богатые руды – 0,5 – 1 %;
- средние руды – 0,25 – 0,5 %;

- рядовые руды – 0,09 – 0,25 %;
- бедные руды – менее 0,09 %.

В основном добываются руды с содержанием около 0,1 % урана, т.е. бедные и рядовые руды.

Запасы урана оцениваются по двум стоимостным категориям за 1 кг U_3O_8 :

- дешевый уран – менее 80 дол.;
- дорогой уран – более 80 дол.

Пороговая цифра (80 дол. за 1 кг U_3O_8) разграничивает области конкурентоспособности АЭС и угольных ТЭС.

Ресурсы урана классифицируются по четырем категориям:

- 1) достоверные запасы, т.е. разведанные месторождения;
- 2) вероятные запасы на флангах разведанных месторождений;
- 3) возможные запасы, получающиеся из геологических прогнозов;
- 4) предполагаемые запасы в породах, схожих с урансодержащими.

Наибольшего доверия заслуживают первые две категории.

В табл. 2.3 и 2.4 приведены данные по мировым запасам урана (по состоянию на 2003 г.) и по добыче урана в 2000 – 2002 гг. Из этих таблиц видно, что объем достоверных запасов урана составляет $3,2 \cdot 10^6$ т, а вероятных – $1,4 \cdot 10^6$ т, т.е. всего около $4,6 \cdot 10^6$ т, из которых $3,5 \cdot 10^6$ т дешевого и $1,1 \cdot 10^6$ т дорогого. Годовая потребность ядерной энергетики мира в природном уране составляет около $6,7 \cdot 10^4$ т. Из этого следует, что запасов дешевого урана хватит примерно на 52 года, дорогого – еще на 16 лет, т.е. в сумме – примерно на 68 лет.

Более 80 % достоверных и вероятных запасов урана находятся в восьми странах, расположенных в Америке (США, Канада), Австралии, Африке (ЮАР, Намибия, Нигер) и Евразии (Россия, Казахстан). Аналогичная ситуация с добычей урана. Две страны (Канада и Австралия) производят более 50 % урана в мире. Годовая добыча урана (36 – 37 тыс. т) не покрывает потребности мировой ядерной энергетики (67 тыс. т). Дефицит природного урана покрывается за счет ранее добытой руды.

Известны четыре способа добычи урана:

- подземная (шахтная) добыча;
- открытая (карьерная) добыча;
- подземное выщелачивание;
- добыча из морской воды.

После добычи руды осуществляется ее гидрометаллургическая переработка. Извлечение урана основано на хорошей растворимости оксидов урана в кислотных и щелочных растворах.

Таблица 2.3

Мировые запасы урана, тыс. т (на 2003 г.)

| № | Страна | Достоверные | | Вероятные | |
|----------|-----------|------------------------|------------------------|-----------------------|------------------------|
| | | < 80 \$/кг | <130 \$/кг | < 80 \$/кг | <130 \$/кг |
| 1 | Австралия | 702 | 735 | 287 | 323 |
| 2 | Казахстан | 385 | 530 | 238 | 317 |
| 3 | США | 102 | 345 | НД | НД |
| 4 | Канада | 334 | 334 | 105 | 105 |
| 5 | ЮАР | 232 | 315 | 67 | 80 |
| 6 | Намибия | 139 | 171 | 74 | 87 |
| 7 | Россия | 124 | 143 | 34 | 121 |
| 8 | Нигер | 102 | 102 | 125 | 125 |
| Σ(1 – 8) | | 2120 из 2458 (86 %) | 2675 из 3169 (84 %) | 930 из 1079 (86 %) | 1158 из 1419 (82 %) |

Таблица 2.4

Производство урана, тыс. т

| № | Страна | 2000 г. | 2001 г. | 2002 г. |
|--------------------|------------|------------------------|------------------------|------------------------|
| 1 | Канада | 10,7 | 12,5 | 11,6 |
| 2 | Австралия | 7,6 | 7,7 | 6,9 |
| 3 | Нигер | 2,9 | 2,9 | 3,1 |
| 4 | Россия | 2,8 | 3,1 | 2,9 |
| 5 | Намибия | 2,7 | 2,2 | 2,3 |
| 6 | Узбекистан | 2,0 | 1,9 | 1,9 |
| 7 | Казахстан | 1,9 | 2,1 | 2,8 |
| 8 | США | 1,5 | 1,0 | 0,9 |
| Сумма | | 32,1 из 36,0 (89 %) | 33,4 из 37,0 (90 %) | 32,4 из 36,0 (90 %) |
| Австралия и Канада | | 51 % | 55 % | 51 % |

Процессы извлечения урана из руды:

- дробление и обогащение руды путем удаления пустой породы;
- выщелачивание урана из рудной массы кислотами или щелочами;
- селективное выделение урана из растворов методами сорбции, экстракции или химического осаждения;
- получение уранового концентрата;
- получение чистых соединений природного урана (аффинаж).

Методы повышения содержания урана (обогащения) в урановой руде удалением пустой породы

• Радиометрическое обогащение

Руда дробится на куски размером 20 – 30 см. Измеряется гамма-активность кусков руды, и до 50 % пустой породы отделяется с помощью сепарирующего устройства.

• Гравитационное обогащение

Гравитационное обогащение основано на разности плотностей урановых минералов ($6,5 - 10,5 \text{ г/см}^3$) и минералов пустой породы ($2,5 - 2,7 \text{ г/см}^3$) и на разности поведения твердых тел в жидкой среде. Руда измельчается на частицы размером порядка 1 мм и помещается в водный поток. Тяжелые частицы быстро опускаются на дно.

• Флотационное обогащение

Флотационное обогащение основано на различной плотности и различной смачиваемости урановых минералов и минералов пустой породы. Руда измельчается на частицы размером в доли миллиметра. Частицы одних минералов прилипают к пузырькам воздуха, барботируемого через водную взвесь, и поднимаются на поверхность, а частицы других минералов остаются в пульпе и оседают на дно.

Выщелачивание урановых соединений

В зависимости от химического состава руды применяется кислотное или карбонатное выщелачивание. Наиболее распространено кислотное выщелачивание. Используются серная (H_2SO_4), азотная (HNO_3) или соляная (HCl) кислоты. Карбонатное выщелачивание применяется при высоком содержании в руде примесей, реагирующих с кислотами. Используются сода (NaHCO_3), бикарбонат натрия (Na_2CO_3) и карбонат аммония $(\text{NH}_4)_2\text{CO}_3$.

Извлечение урановых соединений из растворов

Для этого применяются три метода:

- сорбция на органических ионообменных смолах;
- экстракция органической жидкостью;
- химическое осаждение из растворов.

Перед этим производится осветление растворов путем:

- отстаивания в резервуарах – твердые частицы оседают на дно;
- фильтрации отстоянного раствора через слой песка, силикагеля, активированного угля.

Основной метод извлечения урана из растворов – сорбция. Он основан на селективности отдельных ионообменных смол к урановым соединениям. Мелкие гранулы смолы смешиваются с раствором и сорбируют на своей поверхности урановые соединения. Смола легче раствора. Она

собирается на поверхности и может быть легко удалена для десорбции урановых соединений с гранул.

Смывание урана с поверхности смолы – десорбция. Для этого используют нейтральные или щелочные содовые растворы.

Другой метод извлечения урана из водных растворов – это экстракция органическими веществами. Она основана на свойстве органических экстрагентов образовывать с солями урана комплексные химические соединения. При контакте осветленного уран-содержащего водного раствора с органическим веществом уран распределяется между органической и водной фазой, причем основная часть урана уходит в органическую фазу. Затем, фазы разделяются, и производится реэкстракция урана из органической фазы. В качестве реэкстрагентов используется обычная вода H_2O или слабый раствор азотной кислоты HNO_3 .

Последний способ извлечения урана – химическое осаждение, осуществляется добавлением в раствор соответствующих реагентов: перекиси водорода H_2O_2 , аммиака NH_4OH , едкого натра $NaOH$, оксида магния MgO . Образуются малорастворимые гидраты оксидов урана $(UO_x) \cdot nH_2O$, которые выпадают в осадок и выделяются из раствора.

Этим завершается гидрометаллургическая переработка урановой руды. Осажденный из раствора и просушенный урановый концентрат является конечным продуктом гидрометаллургического завода.

Морская вода также может рассматриваться как урановый раствор очень малой концентрации (~0,003 мг/л). По оценкам, морская вода в Мировом океане содержит 4 млрд т урана, что примерно в 1000 раз больше, чем достоверные запасы урана в земной коре.

В результате гидрометаллургической переработки урановой руды получается сухой концентрат оксидов урана (в основном, U_3O_8 – Yellow Cake). В концентрате находится весь уран, содержащийся в руде, и естественные примеси (т.е. 95 – 96 % – урановые окислы, 4 – 5 % – примеси). Необходима очистка концентрата от этих примесей, главным образом, от сильных поглотителей нейтронов В, Cd, Hf, редкоземельных элементов (Eu, Gd, Sm).

Очистка уранового концентрата с помощью аффинажных процессов

Наиболее развит экстракционный аффинаж с применением трибутилфосфата (ТБФ) как экстрагента. Плотность ТБФ ($0,973 \text{ г/см}^3$) близка к плотности воды. Для снижения вязкости ТБФ растворяют в нейтральных органических соединениях. Важное свойство ТБФ – способность селективно экстрагировать соединения урана. ТБФ экстрагирует уранилнитрат $UO_2(NO_3)_2$ из смеси в 10^4 раз более эффективно, чем примеси.

Экстракционный аффинаж включает:

- растворение сухого уранового концентрата в водном растворе азотной кислоты с образованием уранил-нитрата;
- смешивание раствора уранил-нитрата с ТБФ; основная часть уранил-нитрата переходит в органическую фазу;
- разделение водной и органической фаз;
- реэкстракция чистого уранил-нитрата из органической фазы путем осаждения; возможны два варианта: применение перекиси водорода H_2O_2 или бикарбоната аммония NH_4HCO_3 .

О привлекательности и характеристиках минорных актинидов

Как отмечено выше, для урановых и плутониевых композиций существуют документированные критерии оценки их свойств защищенности. Уран, обогащенный по делящемуся изотопу ^{235}U менее 20 %, не считается материалом прямого использования для изготовления ядерного заряда, а плутониевые композиции с содержанием ^{238}Pu более 80 % исключены из контроля со стороны МАГАТЭ. Для других тяжелых металлов, таких как нептуний, америций, кюрий и другие, аналогичные количественные характеристики отсутствуют. Это, в принципе, отражает исторический путь развития ядерной технологии, изначально направленный на создание ядерного оружия. Вместе с тем, использование ядерного топлива с глубоким выгоранием для производства энергии уже привело к накоплению значительных количеств так называемых минорных актинидов (нептуний, и трансплутониевые элементы), ставших фактором, влияющим на стратегию развития топливных циклов. По степени привлекательности для несанкционированного использования они относятся к последней четвертой категории, а с точки зрения влияния на технологические аспекты переработки топлива, часто попадают в класс ядерных отходов наряду с радиоактивными продуктами деления. За последнюю декаду были предложены к рассмотрению различные способы их «выжигания», т.е. их трансмутации посредством ядерных реакций в менее обременительные, с точки зрения окончательного геологического захоронения, продукты деления.

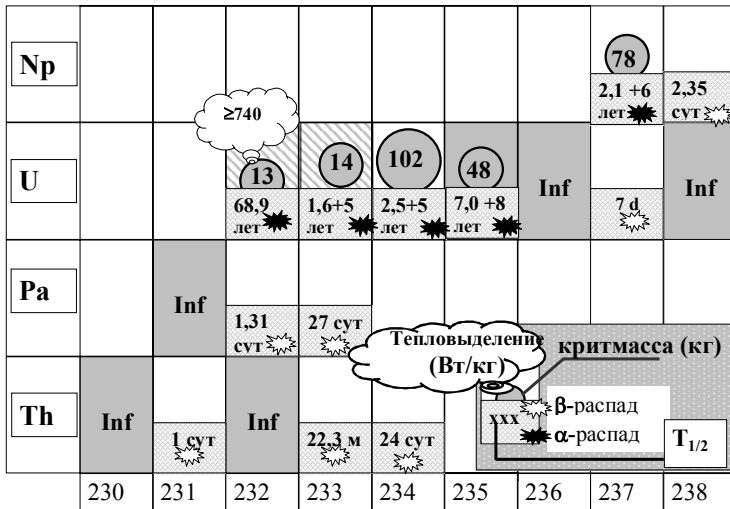
Конечно, рассматриваемое широкомасштабное выжигание минорных актинидов не могло оставить без внимания возможность их переключения для производства ядерного взрывного устройства. На рис. 2.4 дается общая картина их ядерных свойств, важных для анализа защищенности – критмасса без отражателя (полученная расчетным путем с использованием различных компьютерных кодов), выход нейтронов спонтанного деления (число нейтронов в секунду на один грамм чистого материала) и распадное тепловыделение (ватт с килограмма чистого материала). Вид-

но, что для нуклидов легче плутония основными внутренними барьерами против распространения являются масса (возможность разбавления изотопом с бесконечно большой критмассой) и тепловыделение (для урана). Для транснептуниевых нуклидов таковыми являются тепловыделение и источник нейтронов спонтанного деления.

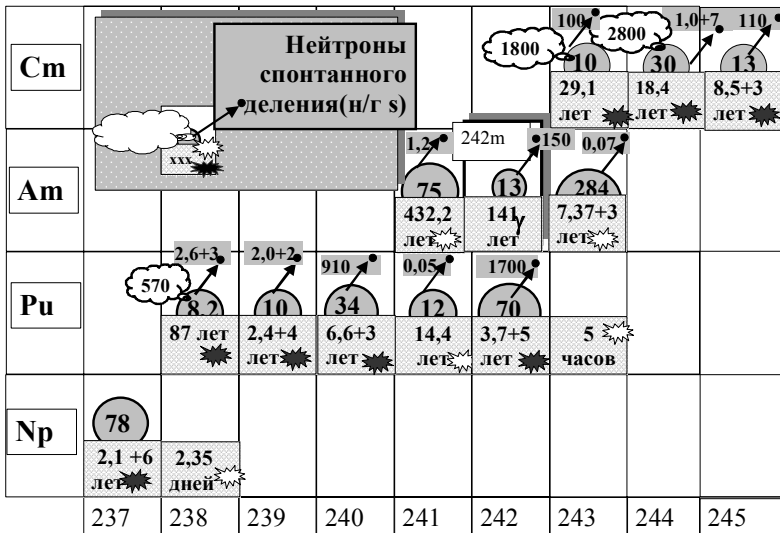
Важно подчеркнуть, что ^{237}Np , критмасса которого лишь в полтора раза больше чем у ^{235}U , лишен внутреннего источника нейтронов и распадного тепловыделения.

Для оценок защищенности тяжелых нуклидов имеет смысл использовать количественные критерии, принятые для урана и плутония. Уран с обогащением 20 % в сферической конфигурации обнаруживает критичность при массе около 800 кг, которая, по мнению оружейных специалистов, слишком велика для применения такого урана в качестве ядерного оружия. Причина, по которой 80 % ^{238}Pu приводят плутониевые композиции к исключению из контроля со стороны МАГАТЭ, столь четко не определена. Известно, что еще на заре ядерной эры нейтроны спонтанного деления ^{240}Pu принимались во внимание как нежелательный фактор, приводящий к преждевременной детонации взрывного устройства. С этой точки зрения выбор ^{238}Pu качестве порогового критерия представляется очевидным, так как у него выход нейтронов спонтанного деления почти в три раза выше, чем у ^{240}Pu . Однако существует мнение, что определяющим фактором является его высокое тепловыделение, которое приводит к значительным технологическим трудностям при обращении с ним. Какова бы ни была причина, физические характеристики плутония с 80 %-й долей ^{238}Pu могут быть использованы для классификации защищенности трансплутониевых изотопов, так как они характеризуются теми же внутренними барьерами. В табл. 2.5 содержатся данные о барьерах для критических сфер из тяжелых металлов в сравнении с упомянутыми пороговыми критериями.

Критмасса ^{237}Np оказывается на порядок меньше массового критерия, принятого для урана. Нептуний присутствует в отработанном топливе существующих реакторов в виде моноизотопа ^{237}Np , причем его доля в общей массе трансуранов достигает половины. Конечно, его следует отнести к категории материалов, опасных с точки зрения распространения. Что же касается америция и кюрия (за исключением ^{245}Cm), их распадное тепловыделение почти такое же, как и у порогового плутония. Вместе с высоким уровнем нейтронного фона, это делает трансплутониевые элементы непривлекательными в качестве материала для ядерных взрывных устройств.



a)



b)

Рис. 2.4. Характеристики тяжелых нуклидов: а – Th-Np; б – Np-Pu

Характеристики критических сфер

| Материал / плотность, г/см ³ | Характеристики | | |
|--|----------------|--|------------------------------------|
| | Масса, кг | Выход нейтронов спонтанного деления, н/с | Распадное тепловыделение, Вт |
| Уран /19,0 композиция (20% ²³⁵ U + 80% ²³⁸ U) | 803 | - | - |
| ²³² U | 12,8 | - | 9,5e+3 |
| ²³³ U | 14,4 | - | - |
| ²³⁴ U | 103,4 | - | - |
| ²³⁵ U | 45,6 | - | - |
| ²³⁷ Np/20,45 | 78 | - | - |
| Плутоний /19,6 (15,9) композиция (80% ²³⁸ Pu + ²³⁹ 20% Pu) | 8,5 (13,82) | 1,77e+7 (2,87e+7) | 3,816e+3 (6,3e+3) |
| ²³⁸ Pu | 8,24 (13,39) | 2,14e+7 (3,5e+7) | 4,614e+3 (7,6 e+3) |
| ²³⁹ Pu | 10,26 (16,52) | 2,0 e+2 (3,3e+2) | 19, (31,4) |
| ²⁴⁰ Pu | 33,6 (53,07) | 3,10e+7 (4,83e+7) | 237,5 (375) |
| ²⁴¹ Pu | 12,4 (19,9) | 6,0 e+2 (9,7e+2) | 39,6 (63,5) |
| ²⁴² Pu | 70,3 (107,8) | 1,19e+8 (1,83e+8) | 8,2 (12,61) |
| Америций /13,6 | | | |
| ²⁴¹ Am | 75,2 | 9,3e+4 | 8,6e+3 |
| ^{242m} Am | 12,8 | 1,9e+6 | - |
| ²⁴³ Am | 285 | 2,0e+5 | 1,8e+3 |
| Кюрий /13,5 | | | |
| ²⁴³ Cm | 9,9 | 1,0e+5 | 1,5e+4 |
| ²⁴⁴ Cm | 30,3 | 3,2e+11 | 8,5e+4 |
| ²⁴⁵ Cm | 12,5 | 1,45e+6 | 71,3 |

* Для плутония данные приведены для альфа-(дельта-) фазы.

2.4.4. Изотопное обогащение урана

Ядерная энергетика базируется, в основном, на обогащенном уране, в котором делящегося изотопа ²³⁵U больше, чем в природном.

Рассмотрим принципиальную схему обогащения урана. В качестве исходного материала используется природный уран. В результате получают два материала: уран, обогащенный изотопом ²³⁵U (продукт), уран, обедненный изотопом ²³⁵U (отвал).

Для процесса обогащения могут быть использованы различные физические принципы. В табл. 2.6 приведены данные, характеризующие обогачительные технологии по коэффициенту разделения и по энергоёмкости.

Коэффициенты разделения и энергоёмкости обогатительных технологий

| Процесс обогащения | Коэффициент разделения α | Энергоёмкость, кВтч/ЕРР |
|-----------------------------|---------------------------------|-------------------------|
| Электромагнитное разделение | Нет данных | 4000 |
| Газовая диффузия | 1,0043 | 2300 – 2600 |
| Центрифуги | 1,25 | 100 – 300 |
| Разделительное сопло | 1,025 | 3000 – 3500 |
| Лазерные методы | 3 – 15 | 10 – 50 |
| Химические методы | 1,0025 | 400 – 700 |

При обогащении урана в качестве исходного материала часто используют газообразный гексафторид урана UF_6 . Это соединение обладает целым рядом привлекательных свойств:

- природный фтор содержит только один стабильный изотоп ^{19}F ;
- гексафторид урана может находиться в твердом, жидком и газообразном состоянии при умеренных температурах и давлениях. Тройная точка диаграммы состояния UF_6 соответствует $64\text{ }^\circ C$ и $1,5\text{ атм}$;
- гексафторид урана может переходить из твердого состояния в газообразное, минуя жидкую фазу, и обратно.

Но у гексафторида урана есть и недостатки – это, прежде всего, его высокая химическая активность. Гексафторид урана взаимодействует с воздухом, с парами воды, образуя тетрафторид урана UF_4 (порошок), осаждающийся в технологических контурах. Отсюда необходимость высокой герметичности контуров и контейнеров, обезвоженность и обезжиренность, «хирургическая» чистота. В контакте с UF_6 устойчивы: Ni, Al, Mg, Cu и их сплавы, тефлон.

Конверсия оксидов урана в гексафторид урана

Для изотопного обогащения урановый концентрат U_3O_8 необходимо превратить в гексафторид урана UF_6 . Это осуществляется с помощью двухстадийного процесса. Сначала в реакции с газообразным фтором получают уранил-фторид UO_2F_2 , а затем гексафторид урана образуется в результате реакции уранил-фторида с фтором при пониженной температуре ($\sim 270\text{ }^\circ C$).

Одностадийный процесс (пламенный метод прямого фторирования) может осуществляться только в избытке фтора и при существенно более высокой температуре ($900 - 1000\text{ }^\circ C$).

Для производства гексафторида урана из диоксида UO_2 применяется другой двухстадийный процесс. На первом этапе диоксид урана UO_2 взаимодействует с плавиковой кислотой HF при температуре $500 - 600$ °C с образованием тетрафторида урана UF_4 , а затем тетрафторид урана UF_4 реагирует с фтором при 400 °C.

Рассмотрим известные методы (технологии) изотопного обогащения урана.

Обогащение урана методом газовой диффузии (ГД)

Обогащительная ГД-технология основана на разных скоростях теплового движения тяжелых и легких молекул, на способности более легких молекул легче проходить через тонкие пористые перегородки.

В смеси двух газов, имеющих одинаковую температуру, средняя кинетическая энергия легких и тяжелых молекул одинакова, т.е.:

$$m_L \cdot V_L^2 = m_T \cdot V_T^2,$$

а средняя скорость легких молекул выше, чем тяжелых:

$$V_L = V_T \cdot (m_T/m_L)^{1/2}.$$

Идеальный коэффициент разделения α_0 смеси двух газов, диффундирующих через пористую перегородку:

$$\alpha_0 = (m_T/m_L)^{1/2} \approx 1 + \Delta m/2m_L.$$

Для гексафторидов урана $^{235}UF_6$ и $^{238}UF_6$ ($m_L = 349$, $m_T = 352$) коэффициент разделения α_0 и коэффициент обогащения ϵ_0 соответственно равны:

$$\alpha_0 = 1,0043; \epsilon_0 = \alpha_0 - 1 = 0,0043.$$

Длина свободного пробега молекул λ должна быть больше характерного размера пор a , чтобы основным механизмом движения было не столкновение молекул друг с другом, а взаимодействие молекул с порами в перегородке, $\lambda \gg a$. Длина свободного пробега молекул обратно пропорциональна давлению. Для UF_6 длина свободного пробега при 1 атм равна 1 мк, при 1 мм рт. ст. – 700 мк. Изготовление перегородок с микронными порами достаточно сложная задача. Это приводит к необходимости работать при пониженном давлении.

Перегородки должны быть:

- тонкими (доли миллиметра);
- прочными (противостоят перепаду давления $\sim 0,3$ атм);
- коррозионно-стойкими в атмосфере UF_6 .

Перегородки с микронными порами изготавливаются из:

- спеченных порошков окиси алюминия и никеля;
- спеченного никелевого порошка;
- алюминия с порами, полученными электрическим травлением;
- тефлона.

Каскадирование процесса

Поскольку коэффициент ГД-обогащения урана на одной ступени невелик (0,0043), необходимо многократное пропускание потока гексафторида урана через многие обогатительные ступени. Последовательное соединение газодиффузионных ступеней образует каскад.

Обогащение урана в газовых центрифугах (ГЦ)

Пусть в трубе, вращающейся с угловой скоростью ω , находится смесь газов с молекулярными весами M_1 и M_2 . На их молекулы действуют центробежные силы, пропорциональные массе и радиусу:

$$F_{1,2} = M_{1,2} \cdot \omega^2 \cdot r.$$

Давление газа сильно нарастает от центра к периферии:

$$P_{1,2} = P_0 \cdot \exp(M_{1,2} \cdot \omega^2 \cdot r^2 / 2RT) \sim \exp(a \cdot V^2).$$

Тяжелая фракция испытывает большее давление и оттесняется на периферию ГЦ, а легкая фракция собирается в ее центральной части.

Коэффициент разделения в ГЦ:

$$\alpha = \exp(\Delta M \cdot \omega^2 \cdot r_0^2 / 2RT) = \exp(\Delta M \cdot V(r_0)^2 / 2RT);$$
$$\varepsilon = \alpha - 1 \approx \Delta M \cdot V(r_0)^2 / 2RT.$$

По расчетным оценкам в газовой центрифуге можно получить коэффициенты обогащения в зависимости от скорости вращения:

$$\varepsilon = 0,068 \text{ при } V = 330 \text{ м/с};$$
$$\varepsilon = 0,098 \text{ при } V = 400 \text{ м/с};$$
$$\varepsilon = 0,152 \text{ при } V = 500 \text{ м/с}.$$

Центрифуги изготавливаются из следующих материалов:

- алюминиевые сплавы при скоростях $V \leq 350$ м/с;
- титановые сплавы при скоростях $V \leq 450$ м/с;
- легированные стали при скоростях $V \leq 500$ м/с;
- стеклопластики, армированные графитом, при $V = 500 - 700$ м/с.

Метод разделительного сопла

Метод основан на различном поведении изотопов урана в поле центробежных сил. Гексафторид урана подается в сильноискривленное сопло, где под действием центробежных сил происходит пространственное разделение легких и тяжелых изотопов.

Метод разделительного сопла выгодно отличается от ГЦ отсутствием вращающихся узлов, но требует точной механической сборки из-за малых размеров разделяющих щелей (доли миллиметра). Коэффициент обогащения разделительного сопла $\varepsilon = 0,025$.

Лазерные методы разделения

Лазерные методы обогащения урана основаны на различии в схемах возбужденных уровней электронов в атоме ^{238}U и в атоме ^{235}U . Это различие используется с помощью монохроматического лазера. Возбуждение электронных оболочек приводит к селективному усилению физических или химических процессов с возбужденными атомами (усиленная ионизация атомов, усиленная диссоциация молекул или химическая реакция возбужденных атомов и молекул).

Условия лазерного обогащения

- Наличие возбужденного уровня электронов, характерного только для одного изотопа. Этот уровень должен быть достаточно удален от других линий спектра и от линий других изотопов.
- Наличие лазера, настраиваемого на нужную частоту излучения.
- Наличие процессов, отделяющих возбужденные атомы и молекулы.

Лазерное обогащение паров урана

Лазерное обогащение паров урана состоит из следующих этапов:

- испарение атомов урана в вакууме (2300 °С, $P = 10^{-7}$ атм, электронный пучок выбивает пары урана из сплава U-Re);
- облучение ксеноновым лазером ($\lambda \sim 3780$ Å, ультрафиолетовый диапазон); происходит селективное возбуждение атомов ^{235}U ;
- облучение криптоновым лазером ($\lambda \sim 3500$ Å), происходит селективная ионизация возбужденных атомов ^{235}U ;
- сбор ионизированных атомов ^{235}U на заряженной пластине.

Лазерное обогащение молекул UF₆

Лазерное обогащение гексафторида урана состоит из трех стадий:

- охлаждение смеси $UF_6 + H_2$ до 30 К, чтобы молекулы UF_6 находились в основном невозбужденном состоянии;
- облучение инфракрасным лазером ($\lambda \sim 16\ 000\ \text{Å}$), происходит селективное возбуждение молекул $^{235}UF_6$;
- облучение ультрафиолетовым лазером ($\lambda \sim 308\ \text{Å}$), происходит селективная диссоциация возбужденных молекул.

Из газовой смеси выпадает белый порошок $^{235}UF_5$ («лазерный снег»).

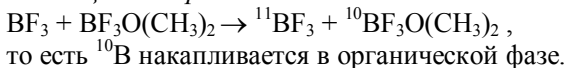
Коэффициент обогащения лазерным методом очень высок – от 3 до 15. Лазерные методы позволяют использовать отвалы ГД-заводов (содержание урана – 0,2 – 0,3%) для производства урана, пригодного для энергетических легководных реакторов.

Химические методы обогащения урана

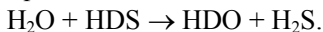
Химические методы основаны на разной устойчивости изотопов в соединениях. При контакте разновалентных химических соединений одного элемента происходит изотопный обмен.

Примеры химического разделения изотопов

Обогащение бора изотопом ^{10}B :



Производство тяжелой воды:



Дейтерий накапливается в водной фазе.

В США и Японии разрабатывается технология обогащения урана, использующая UF_6 и $NOUF_6$ в качестве контактирующих соединений. Это окислительно-восстановительная хроматография, осуществляемая чередованием окислительных (введение газообразного кислорода) и восстановительных реакций (введение газообразного водорода). Удаётся разделить соединения с ионами UO_2^{++} (6-валентный ^{235}U) и U^{4+} (4-валентный ^{238}U). В экспериментах получены коэффициенты разделения до 1,08 и энергоёмкости до 150 кВтч/ЕРР.

Плазменный метод

Метод основан на эффекте ионного циклотронного резонанса.

На заряженные частицы (ионы), двигающиеся в постоянном магнитном поле, действует сила, заставляющая их вращаться по спирали вокруг силовых линий магнитного поля.

Если приложить переменное электрическое поле с частотой, равной ионной циклотронной частоте данного изотопа, то только этот изотоп

будет поглощать энергию поля. Повышение энергии ионов определенного изотопа увеличит радиус его вращения вокруг силовых линий магнитного поля. Создастся возможность пространственного разделения ионов разных изотопов и собирания ионов ^{235}U и ^{238}U селективно на соответствующим образом расположенных коллекторах.

Оценивая технологии обогащения урана с точки зрения нераспространения, можно отметить следующее.

Газовая диффузия

- а. Техническая сложность процесса.
- б. Высокая энергоемкость (2300 – 2600 кВтч/ЕРР); в США один ГД-завод потребляет около 5 ГВт электрической мощности.
- в. Сравнительно низкий коэффициент обогащения ($\epsilon_0 = 0,0043$).
- г. Маловероятно тайное создание ГД-производства необходимой производительности.

Газовая центрифуга

- а. Техническая сложность процесса.
- б. Малая энергоемкость (100 – 300 кВт·ч/ЕРР) и высокий коэффициент обогащения ($\epsilon_0 = 0,2 - 0,3$) делают эту технологию опасной с точки зрения нераспространения.

Разделительное сопло

- а. Менее сложный метод, чем ГД и ГЦ-технологии.
- б. Низкий коэффициент обогащения ($\epsilon_0 = 0,025$) и большая энергоемкость (3000 кВт·ч/ЕРР) определяют меньшую опасность технологии разделительного сопла для режима нераспространения по сравнению с ГД и ГЦ-методами.

Лазерные методы

- а. Рекордно высокий коэффициент обогащения ($\epsilon_0 = 3 - 15$) и рекордно низкая энергоемкость (10 – 50 кВт·ч/ЕРР).
- б. Наиболее сложная технология. Наиболее перспективная и наиболее опасная технология с точки зрения нераспространения ЯО.

2.4.5. Технологии изготовления твэлов и ТВС

Двуокись урана – наиболее распространенный и промышленно освоенный вид ядерного топлива для тепловых и быстрых реакторов.

Достоинства двуокиси урана:

- высокая температура плавления (2780 °C);

- химическая устойчивость к основным теплоносителям (легкая и тяжелая вода, натрий, углекислый газ);
- хорошая совместимость с материалами оболочек (нержавеющие стали, циркониевые сплавы) при рабочих температурах;
- возможность изготовления таблеток высокой плотности (~ 95 % от теоретической плотности; $\gamma_{\text{теор.}}(\text{UO}_2) = 10,96 \text{ г/см}^3$);
- приемлемая радиационная стойкость при нейтронных потоках ($\sim 10^{14} \text{ н/см}^2 \cdot \text{с}$) и флюенсах ($\sim 10^{22} \text{ н/см}^2$, т.е. в течение трех лет);
- изотропность кристаллической решетки, что облегчает процесс высокотемпературного спекания.

Недостатки двуокиси урана:

- малая теплопроводность, резко уменьшающаяся с повышением температуры ($\lambda = 0,084 \text{ Вт/см} \cdot \text{К}$ при 318 К ($45 \text{ }^\circ\text{C}$) и $0,024 \text{ Вт/см} \cdot \text{К}$ при 1600 К ($1327 \text{ }^\circ\text{C}$)). Из-за этого в таблетках ($R \sim 3 \text{ мм}$) наблюдаются резкие перепады температур от центра к периферии ($\Delta T \sim 1000 - 1500 \text{ }^\circ\text{C}$);
- легкая окисляемость на воздухе. Требуется инертная сухая атмосфера или вакуум. Иначе происходит насыщение таблетки влагой и адсорбция кислорода в поверхностном слое. Влага с поверхности таблетки может вызвать гидрирование оболочки и разрушение твэла;
- наличие кислорода смягчает нейтронный спектр быстрого реактора и снижает коэффициент воспроизводства.

Стадии производства таблеток двуокиси урана

Конверсия гексафторида урана в двуокись

а) «Мокрая» технология АУК-процесса (США, Великобритания, ФРГ):

- пропускание гексафторида урана через водный раствор карбоната аммония $(\text{NH}_4)_2\text{CO}_3$. Образуется твердый нерастворимый осадок аммоний-уранил-карбоната (АУК) – $(\text{NH}_4)_4\text{UO}_2(\text{CO}_3)_3$;
- термообработка АУК при $550 - 650 \text{ }^\circ\text{C}$. Происходит термическое разложение АУК с образованием тонкодисперсного порошка UO_2 .

б) «Сухая» технология (Франция):

- гидролиз гексафторида урана водяным паром при температуре $150 - 300 \text{ }^\circ\text{C}$. В результате образуется уранил-фторид UO_2F_2 ;
- пиролиз гидролиз UO_2F_2 водяным паром и водородом при температуре $t \sim 550 \text{ }^\circ\text{C}$. В результате образуется тонкодисперсный порошок UO_2 и плавиковая кислота HF .

Полученный тонкодисперсный порошок UO_2 непригоден для прессования из-за очень малых размеров частиц (менее 0,6 мкм). Для того чтобы укрупнить порошок, производят следующие операции:

- смешивание с пластифицирующими добавками;
- гидропрессование: засыпка в каучуковую форму, помещение в контейнер с жидкостью, создание в контейнере высокого давления – равномерное обжатие, получение брикетов;
- гранулирование путем размола брикетов;
- отжиг при температуре 600 – 800 °С для удаления пластификаторов;
- холодное прессование в таблетки при давлениях 1500 – 2000 атм;
- спекание таблеток при температуре 1600 – 1700 °С;
- контроль качества таблеток и отбраковка по размерам, по содержанию углерода (пластификаторы), по стехиометричности.

Рассмотрим технологию изготовления смешанного оксидного топлива (МОХ-топлива).

Изготовление смешанного оксидного топлива предполагает наличие двух исходных материалов:

- порошка $^{238}\text{UO}_2$ из обедненного или природного урана;
- порошка PuO_2 из оружейного или реакторного плутония, или порошка $^{235}\text{UO}_2$ из оружейного урана.

Гомогенность смеси (Pu , ^{238}U) или (^{235}U , ^{238}U) не гарантирована. Смешение порошков из различных источников – единственная стадия, отличающая технологию изготовления МОХ-топлива от технологии изготовления уранового оксидного топлива. Гомогенность смеси важна для безопасности реактора. При повышении мощности сначала разогреваются частицы с делящимися изотопами. Происходит доплеровское уширение захватных и делительных резонансов с суммарным положительным реактивным эффектом. Воспроизводящий изотоп разогревается с некоторым запозданием во времени и с отрицательным доплеровским эффектом реактивности. Временная задержка тем меньше, чем выше гомогенность смеси. При плохом перемешивании положительный эффект реактивности делящихся изотопов может поднять мощность до неприемлемо высокого уровня, пока сработает стабилизирующий отрицательный реактивный эффект воспроизводящего изотопа.

Технологические стадии изготовления твэлов и ТВС

- Подготовка ядерного топлива (конверсия UF_6 в UO_2 ; приготовление порошков; гранулирование и спекание таблеток).
- Подготовка трубчатых оболочек твэлов и концевиков.
- Подготовка комплектующих деталей для сборки ТВС.
- Снаряжение твэлов: упаковка таблеток в оболочечные трубы; установка концевиков; заполнение гелием; герметизация концевиков; контроль качества твэла.
- Сборка твэлов в ТВС, контроль качества, стендовые испытания.

Изготовление твэлов и ТВС является:

- высокоточным производством;
- массовым и автоматизированным производством;
- важным объектом физической защиты, учета и контроля ЯМ.

Для изготовления активной зоны РБМК-1000, например, необходимо примерно 200 тысяч комплектующих деталей, 14 миллионов топливных таблеток, 240 тысяч сварных швов.

2.4.6. Технологии использования топлива в ядерных реакторах

Рассматривая ядерные реакторы как этап топливного цикла, на котором переключение ядерных материалов (или незаявленное использование ядерных материалов и установки) имеет наиболее привлекательный период, необходимо отметить две характеристики ядерных реакторов:

- количество и качество загружаемого ядерного топлива;
- количество и качество производимого вторичного ядерного топлива (плутония или урана-233).

Для существующих типов реакторов эти характеристики выглядят следующим образом.

Исследовательские реакторы

В ряде исследовательских реакторов до сих пор используется высокообогащенное урановое топливо. Однако тепловая мощность таких реакторов невелика (несколько мегаватт). Поэтому количество ^{235}U в них не превышает 5 – 10 кг, а возможность воспроизводства вторичного ядерного горючего невелика.

По решению МАГАТЭ в настоящее время исследовательские реакторы переводятся на низкообогащенное топливо (LEU) с содержанием ^{235}U не более 20 %. Критическая масса для такого урана составляет 830 кг. Хотя количество воспроизводящего материала (^{238}U) значительно выше,

возможности воспроизводства вторичного ядерного горючего остаются невысокими из-за низкого потока нейтронов в активной зоне.

Высокотемпературные реакторы с газовым охлаждением

В них используется высокообогащенное дисперсное урановое топливо (93 % ^{235}U) и торий в качестве воспроизводящего материала. Топливные микрочастицы в оболочках из пиролитического углерода и карбида кремния диспергируются в графитовой матрице с последующим изготовлением шаровых или стержневых твэлов.

Начальная загрузка реактора типа HTGR мощностью 770 МВт(эл.) состоит из 8,1 т ^{232}Th в виде ThO_2 и 0,7 т ^{235}U в виде UC. В конце облучения в реакторе находится: 7,5 т ^{232}Th , 40 кг ^{235}U и около 180 кг ^{233}U , т.е. реакторы HTGR производят ~ 200 кг $^{233}\text{U}/\text{ГВт(эл.)}\cdot\text{год}$.

Легководные реакторы

Реакторы типа ВВЭР

Реакторы типа ВВЭР используют низкообогащенное (3 – 5 % ^{235}U) урановое оксидное топливо. Начальная загрузка реактора мощностью 1 ГВт(э) – примерно 70 т UO_2 . В реакторе нарабатывается примерно 230 кг плутония на ГВт(э) \cdot год.

Реакторы типа РБМК

Реакторы типа РБМК (графитовый замедлитель и легкая вода как теплоноситель) используют низкообогащенное (1,8 – 2,4 % ^{235}U) урановое оксидное топливо. Начальная загрузка реактора мощностью 1 ГВт(э) – примерно 150 – 180 т UO_2 . В нем производится примерно 250 кг плутония на ГВт(эл.) \cdot год.

Опасность реакторов типа РБМК с точки зрения нераспространения обусловлена возможностью непрерывных перегрузок топлива без остановки реакторов.

Тяжеловодные реакторы типа CANDU

Реакторы типа CANDU используют природный уран в качестве топлива. Начальная загрузка реактора мощностью 1 ГВт(э) – примерно 100 т UO_2 . Ежегодная выгрузка плутония – 350 кг/ГВт(эл.) \cdot год.

В реакторах CANDU, как и в РБМК, используется режим непрерывных перегрузок топлива без остановки реактора. Это представляет определенные трудности для применения гарантийных подходов, но за последние 20 – 25 лет эти проблемы достаточно успешно решены (приме-

нение гарантий на тяжеловодных реакторах в Канаде, Аргентине, Индии и других странах).

Быстрые реакторы-размножители

Быстрые реакторы используют обогащенное урановое оксидное топливо (15 – 25 % ^{235}U). Загрузка реактора мощностью 1 ГВт(эл.) составляет 10 – 15 т, т.е. в реакторе находится 2 – 3 т ^{235}U . Нарботка плутония составляет около 1500 кг/(ГВт(эл.)·год) в открытом топливном цикле. При замыкании топливного цикла около 80% плутония будет рециклировано, и избыточное количество плутония составит примерно 250 кг/(ГВт(эл.)·год).

В табл. 2.7 приведены средние количества загружаемого делящегося ядерного материала в активную зону и выгружаемого наработанного плутония в расчете на единицу вырабатываемой мощности (ГВт·год).

Таблица 2.7

Загружаемое и производимое топливо ядерных реакторов

| Тип реактора | Загружаемое топливо | Производимое топливо, кг/ГВт·год | Примечание |
|--------------|--|----------------------------------|------------------------|
| ИРТ | 5 – 10 кг (90 % ^{235}U) | - | Малая мощность |
| HTGR-770 | 8,1 т ^{232}Th 0,7 т ^{235}U (93 %) | 200 | - |
| ВВЭР-1000 | 70 т UO_2 (3 – 5 % ^{235}U) | 200 | - |
| РБМК-1000 | 150 – 180 т UO_2 (1,8 – 2 % ^{235}U) | 250 | Непрерывные перегрузки |
| CANDU-600 | 100 т UO_2 (0,7 % ^{235}U) | 350 | Непрерывные перегрузки |
| LMFBR-1000 | 10 – 15 т UO_2 (15 – 25 % ^{235}U) | 1500 250 | ОТЦ – ЗТЦ |

Перед началом работы реактор является надкритическим, но запас реактивности ($K_{эфф} - 1$) подавлен системой регулирования и аварийной защиты (поглощающие стержни, борная кислота в теплоносителе, выгорающие поглотители в топливе или другие виды систем регулирования). В результате выгорания топлива и накопления продуктов деления реактор становится подкритичным ($K_{эфф} < 1$). Для продолжения работы реак-

тора нужно снова поднять $K_{эфф}$ выше единицы. Первая и основная цель перегрузок – восстановление запаса реактивности.

Вторая цель перегрузок – это обеспечение равномерного энерговыделения для максимальной энерговыработки и равномерного выгорания топлива.

Возможные варианты для достижения этих целей:

- полная или частичная замена выгоревшего топлива свежим;
- перестановки ТВС с разным выгоранием в активной зоне;
- комбинация двух первых способов.

Варианты перегрузок топлива ядерных реакторов

• **Циклическая перегрузка** – равномерное распределение топлива и его полная замена после исчерпания запаса реактивности.

Недостатки:

- неравномерное поле энерговыделения в реакторе;
- быстрое выгорание центральной части загрузки при сохранении реактивного потенциала топлива на периферии реактора.

• **Частичная циклическая перегрузка**

Из реактора выгружаются только ТВС, достигшие предельного выгорания, и заменяются на свежие. Активная зона разбивается на ряд концентрических зон. При очередной перегрузке выгоревшие ТВС заменяются на свежие в очередной зоне, от центра к периферии.

Преимущество – одинаковое выгорание выгружаемого топлива.

Недостаток – свежее топливо лишь постепенно смещается к периферии. Это повышает тепловыделение в центральных зонах и ухудшает равномерность поля тепловыделения.

• **Рассеянная перегрузка**

Активная зона разбивается на одинаковые по количеству группы ТВС. Например, по четыре ТВС в каждой группе. При первой перегрузке только ТВС с номером 1 заменяются на свежие. При второй перегрузке та же процедура осуществляется с ТВС номер 1 и 2 и т.д. Свежие ТВС равномерно распределяются по активной зоне. Это снижает неравномерность поля тепловыделения.

• **Перегрузки «от периферии к центру»**

Активная зона разбивается на ряд концентрических областей с одинаковым количеством ТВС. При первой перегрузке выгружаются наиболее выгоревшие ТВС центральной подзоны. На их место перемещаются ТВС

второй подзоны, место перемещенных ТВС второй подзоны занимают ТВС третьей подзоны и т.д. В освободившуюся последнюю подзону загружаются свежие ТВС.

В итоге в центре концентрируются ТВС с большим выгоранием, т.е. менее реактивные, чем ТВС периферии. Имеет место депрессия тепловыделения в центре и снижение эффективности органов регулирования реактора.

• ***Модифицированная рассеянная перегрузка***

Этот способ перегрузки предполагает:

выделение на периферии активной зоны кольцевого слоя ТВС, содержащего, например, 1/5 часть всех ТВС реактора;

разбиение ТВС центральной части на локальные группы, по четыре ТВС в каждой;

во время первой перегрузки из каждой группы удаляются ТВС с номером 1, на их место загружаются ТВС из внешнего кольцевого слоя. Освободившийся внешний слой загружается свежими ТВС.

Преимуществом таких перегрузок является равномерное распределение тепловыделения без всплеска в центре, характерного для «частичной циклической» перегрузки, и без депрессии в центре, характерной для перегрузки «от периферии к центру».

Технологии проведения перегрузок

Перегрузка топлива может осуществляться:

- после останова и расхолаживания реактора, со съемом крышки;
- после останова, но без расхолаживания и съема крышки;
- при пониженной мощности или на полной мощности.

В легководных реакторах используется схема с полным остановом. Раз в год реактор останавливается на 4 – 6 недель, крышка снимается, облученные ТВС выгружаются, производятся перестановки оставшихся ТВС, загружается свежее топливо. Все операции осуществляются под слоем воды.

В быстрых реакторах с жидкометаллическим теплоносителем топливо перегружается без съема крышки после останова реактора. Используется поворотная крышка с перегрузочным механизмом. Две эксцентрически вращающиеся пробки наводят механизм перегрузки на необходимую ТВС, позволяют захватить ее верхний концевик и переставить во внутриреакторное хранилище на периферии бланкета. Там ТВС временно

хранятся, а затем более простым механизмом удаляются из реактора без его останова.

Тяжеловодные реакторы типа CANDU могут непрерывно перегружаться на ходу без останова реактора и снижения мощности. ТВС размещаются в горизонтальных каналах (12 ТВС в одном канале). При перегрузках применяется принцип «шлюза». На каждой стороне реактора располагается перегрузочная машина, ствол которой подсоединяется к топливному каналу, открываются пробки канала, давление в машинах и в канале выравнивается, производится перегрузка ТВС, и канал снова закрывается. Одна из машин вводит свежую ТВС, другая принимает выталкиваемую ТВС с другого конца канала. За один подход к реактору могут быть перегружены 12 ТВС (один канал).

Реакторы типа РБМК также непрерывно перегружаются на мощности. Используется специальная разгрузочно-загрузочная машина (РЗМ) и принцип «шлюза», как и в реакторах CANDU:

РЗМ, заполненная конденсатом, стыкуется с каналом;
в скафандре РЗМ устанавливается давление, как в канале;
канал разгерметизируется, и туда подается холодный конденсат;
производится захват и извлечение отработавшей ТВС;
проходимость канала проверяется имитатором ТВС;
свежая ТВС устанавливается в канал;
канал герметизируется, давление в РЗМ уменьшается, РЗМ и канал расстыковываются.

Реакторы, допускающие перегрузки без снижения мощности и разгерметизации реактора, т.е. тяжеловодные реакторы типа CANDU и водографитовые реакторы типа РБМК, представляют наибольшую опасность для режима нераспространения ядерного оружия.

Удаленные ТВС временно хранятся в водном бассейне на АЭС перед отправлением на химическую переработку или на окончательное захоронение для снижения активности и остаточного тепловыделения.

Бассейны для хранения ОЯТ имеют следующие системы:

- систему охлаждения воды;
- ионообменную установку для удаления радиоактивных веществ и общей очистки воды бассейна;
- вентиляционную систему для пропускания воздуха через фильтры и сброса газовых отходов в атмосферу.

Длительность промежуточного хранения ТВС – 3 – 10 лет.

2.4.7. Транспортировка облученного ядерного топлива

Облученные ТВС перевозятся в специальных контейнерах железнодорожным, автомобильным и водным транспортом. Контейнеры для перевозок ТВС имеют массу 80 – 110 т, доля ТВС составляет лишь 2 – 5 %. Остальное – системы обеспечения технологической и ядерной безопасности.

Транспортный контейнер представляет собой:

- крупный полый толстостенный цилиндр, ориентированный горизонтально или вертикально (диаметр ~ 2 м; высота ~ 4 – 6 м, толщина стенки ~ 40 см) и изготовленный из стали, чугуна или бетона;
- внутренняя поверхность облицована нержавеющей сталью для усиления коррозионной стойкости. Во внутреннюю облицовку контейнера могут включаться слои замедлителя нейтронов;
- внешняя поверхность контейнера снабжена специальным оребрением для увеличения поверхности теплоотвода (~30 м²);
- во внутренней полости расположены металлические стеллажи для размещения ТВС. При транспортировке полость заполнена теплоносителем. Тепло отводится либо в режиме естественной конвекции, либо в режиме принудительной циркуляции теплоносителя;
- контейнер герметизируется крышками с усиленным уплотнением;
- контейнеры оснащены системой контроля параметров внутренней полости (активность, тепловыделение, температура, давление) и аварийной системой дезактивации.

2.4.8. Технологии переработки облученного ядерного топлива

Цели переработки ОЯТ:

- выделение плутония и урана для повторного использования;
- отделение продуктов деления (ПД) и трансурановых элементов как отходов.

В мире производится примерно 7000 т ОЯТ в год. Существующие установки способны переработать около 5100 т ОЯТ в год.

Классификация методов переработки ОЯТ

Водные («мокрые») методы переработки

- Экстракционные технологии, основанные на извлечении урана и плутония из растворов органическими соединениями.

- Осадительные технологии, основанные на выпадении из растворов плохо растворимых соединений урана и плутония.

Неводные («сухие») методы переработки

- Пирохимические процессы, например, газотриодидная технология, основанная на разной летучести и сорбционной способности фторидов урана, плутония и ПД.

- Пирометаллургические процессы, например, электрорафинирование, основанное на различии в переносе урана, плутония и ПД в расплавах металлов и солей.

Наиболее развиты и промышленно освоены водные экстракционные технологии.

Основные стадии водной экстракционной технологии переработки ОЯТ (технология PUREX):

- разборка ТВС и резка твэлов;
- предварительное окисление ОЯТ (волоксидация);
- растворение ОЯТ;
- подготовка раствора ОЯТ к экстракции;
- экстракция;
- регенерация экстрагента;
- отделение плутония от урана.

Контроль за нераспространением ядерных материалов на радиохимическом заводе (РХЗ)

РХЗ – один из самых чувствительных участков ЯТЦ по контролю за нераспространением ядерного оружия. Главная проблема РХЗ – контроль за плутонием. Ниже приведены основные трудности учета и контроля плутония.

1. Большие количества плутония. Существующие РХЗ способны перерабатывать примерно 1000 т ОЯТ в год. Одна тонна ОЯТ легководных реакторов содержит 6 – 7 кг плутония, т.е. в год через РХЗ проходит 6 – 7 т плутония.

2. Требуемая высокая точность определения инвентарного количества. Если в год через РХЗ проходит 7 т плутония, то точность контроля должна быть на уровне $\sim 10^{-2}$ %. Реально достижимая точность измерения массы плутония составляет 0,1 – 1 %. Допускается плутониевый дисбаланс на уровне 0,1 %, т.е. на пределе измерительных возможностей. Как следствие, на РХЗ часто проводятся физические инвентаризации (не-

сколько раз в год), завод разбивается на зоны материального баланса для локализации места хищения плутония.

3. Плутоний находится в разных фазовых состояниях (твердом, жидком, в органической фазе, в разных по валентности химических соединениях), участвует в периодических, непрерывных или полунепрерывных процессах.

При оценке привлекательности соединений плутония для хищения учитываются следующие факторы.

Фактор плотности (количество)

Фактор плотности f_1 определяет содержание плутония в его соединениях. Фактор f_1 рассматривается как функция объема ЯМ, в котором содержится 1 г плутония. Принято, что $f_1 = 1$ для металлического плутония. Плотность металлического плутония – $19,8 \text{ г/см}^3$; т.е. его удельный объем составляет $\approx 5 \cdot 10^{-5}$ л/г. Исходная точка зависимости $f_1(V_{\text{уд}})$ – это 1 при $V_{\text{уд}} = 5 \cdot 10^{-5}$ л/г. Другие плутоний-содержащие материалы имеют повышенные удельные объемы и соответственно меньшие значения фактора привлекательности f_1 .

Фактор времени

Фактор времени f_2 характеризует время, необходимое группе квалифицированных специалистов, располагающих современным оборудованием, для того, чтобы преобразовать Pu-содержащий материал в заряд ядерного взрывного устройства. Принято, что металлический плутоний может стать таким зарядом за неделю, то есть фактор времени $f_2 = 1$ для металлического плутония при $t = 7$ суток. Для других Pu-содержащих материалов время изготовления заряда больше, а значения фактора времени f_2 ниже.

Радиационный фактор

Радиационный фактор f_3 характеризует радиационную опасность Pu-содержащего материала по сравнению с металлическим плутонием. Радиационный фактор металлического плутония принят за единицу.

Факторы плотности $f_1(V_{\text{уд}})$ и активности $f_3(A)$ характеризуют трудность получения Pu-содержащего материала, а фактор времени $f_2(t)$ – трудность его превращения в ядерное взрывное устройство.

Обобщенный фактор привлекательности Pu-содержащих материалов определяется как произведение трех вышеуказанных факторов: $f_1(V_{\text{уд}})$, $f_2(t)$ и $f_3(A)$. В табл. 2.8 приведены факторы привлекательности различных Pu-содержащих материалов.

Факторы привлекательности Pu-содержащих материалов

| Материал | $f_1(V_{\text{вд}})$ | $f_2(t)$ | $f_3(A)$ | $f_1:f_2:f_3$ |
|--|----------------------|----------|----------|-------------------|
| Pu-металл | 1 | 1 | 1 | 1 |
| PuO ₂ | 0,70 | 0,90 | 1 | 0,63 |
| (U, Pu)O ₂ | 0,40 | 0,65 | 1 | 0,26 |
| Pu(NO ₃) ₄ | 0,25 | 0,80 | 1 | 0,20 |
| (U, Pu)(NO ₃) _x | 0,15 | 0,70 | 1 | 0,10 |
| Раствор ОЯТ | 0,06 | 0,35 | 0,004 | $8 \cdot 10^{-5}$ |
| ТВС | 0,08 | 0,10 | 0,004 | $3 \cdot 10^{-5}$ |
| Концентр. ВАО | 0,025 | 0,35 | 0,001 | $9 \cdot 10^{-6}$ |
| Отвержд. ВАО | 0,05 | 0,02 | 0,001 | $1 \cdot 10^{-6}$ |

Развитие технологии переработки облученного ядерного топлива позволило разработать ряд перспективных водных и других технологий переработки ОЯТ, обладающих привлекательными свойствами с точки зрения защищенности от распространения ЯМ. К этим технологиям, в первую очередь, можно отнести следующие.

Водная SAFAR-технология переработки ОЯТ

Основная идея защиты от распространения в этой технологии – полное разделение урана, плутония и ПД.

Отличия SAFAR-технологии от PUREX-технологии:

- плутоний не отделяется полностью от урана и ПД. Плутоний и уран выделяются совместно только в двух циклах экстракции, т.е. плутоний сознательно загрязняется ураном и ПД (~1 % от исходного количества);
- чистые диоксиды урана и плутония не выделяются. Микросферы из MOX-топлива производятся по золь-гель-технологии;
- повышенная радиоактивность окончательного продукта. Непривлекательность для хищения, легкий контроль за топливом, но дополнительные меры радиационной безопасности персонала.

Неводные («сухие») технологии переработки ОЯТ

Пирохимическая газофторидная технология. Эта технология основана на различиях в температуре кипения, летучести и сорбционной способности фторидов урана, плутония и ПД. При атмосферном давлении температуры кипения гексафторидов урана и плутония составляют 56 и 62 °С. При таких температурах основные ПД образуют нелетучие или малолетучие фториды.

Пирометаллургическая переработка ОЯТ. Один из вариантов пирометаллургической технологии – это метод электрохимического рафинирования.

Технология DUPIC. Технология DUPIC (Direct Use of spent PWR fuel in CANDU) является одним из вариантов переработки ОЯТ с повышенной защитой от распространения ЯМ.

Цель – повторное использование ОЯТ легководных реакторов типа PWR в тяжеловодных реакторах типа CANDU. ОЯТ реакторов PWR содержит 0,6 % плутония (в котором 70 % делящихся изотопов), а также уран с обогащением 0,9 %. Таким образом, в облученном топливе содержится примерно 1,3 % делящихся изотопов. Реакторы CANDU способны работать на природном уране (0,7 % ^{235}U), т.е. ОЯТ реакторов PWR можно использовать в реакторах CANDU.

Особенности DUPIC-технологии, привлекательные с точки зрения защищенности от распространения

Отсутствие растворителей. Как следствие:

малый объем радиоактивных отходов;

компактность перерабатывающих установок и, отсюда, возможность их размещения на одной площадке с АЭС.

Нет разделения урана от плутония; неполная очистка от ПД.

DUPIC-технология обеспечивает повышенную защиту ядерного топлива от распространения за счет:

повышенной радиоактивности топливных материалов;

отсутствия стадий с разделением урана от плутония;

размещения перерабатывающей установки на одной площадке с АЭС.

2.4.9. Технологии переработки радиоактивных отходов

Все ядерные технологии связаны с использованием радиоактивных веществ или сопровождаются их образованием. Свежие ТВС ядерных реакторов содержат радиоактивные изотопы урана, а облученные ТВС – радиоактивные изотопы урана, плутония, трансурановых элементов и ПД. Часть этих изотопов может быть выделена и полезно использована. Так, делящиеся изотопы могут быть рециклированы в составе ядерного топлива, а некоторые ПД и трансурановые элементы могут применяться как тепловые источники или источники ионизирующего излучения в медицине и промышленности. Оставшиеся радиоактивные вещества, полезное применение которых пока не представляется возможным, относят к радиоактивным отходам (РАО). Итак, РАО – это ЯМ и радиоактивные

вещества, дальнейшее использование которых в настоящее время невозможно.

Поэтому, к РАО могут быть отнесены:

- радиоактивные вещества – продукты ядерных технологий, непригодные для промышленного применения;
- все материалы и изделия, загрязненные радиоактивными веществами, до их дезактивации.

Специфическая особенность РАО заключается в невозможности их уничтожения традиционными методами (сжигание, перевод в другую химическую форму). В любой химической форме РАО сохраняют свою радиоактивность. Традиционными методами можно только преобразовать РАО в форму, удобную для окончательного захоронения в геологических формациях.

Наибольшую опасность для биосферы представляют РАО процесса химической переработки ОЯТ. Эти РАО опасны как по количеству, так и по интенсивности излучения. Например, при переработке ОЯТ из него извлекаются ПД. Количество ПД в ОЯТ составляет 30 – 40 кг/т ОЯТ тепловых реакторов и около 100 кг/т в ОЯТ быстрых реакторов. Соответствующие величины активности ПД: 6 МКи/т ОЯТ тепловых и 20 МКи/т ОЯТ быстрых реакторов.

Для сравнения:

1. Суммарный выброс радиоактивных веществ при аварии на Чернобыльской АЭС оценивается в 90 МКи.
2. Суммарный выброс радиоактивных веществ при Кыштымской аварии (взрыв хранилища жидких ВАО) оценивается в 20 МКи.
3. Активность РАО на предприятиях Минатома (1990 г.) – 2,3 ГКи.
4. По состоянию на 1995 г. в России накоплено примерно 9400 т ОЯТ общей активностью – 4,65 ГКи (в среднем, удельная активность ОЯТ составляет 0,5 МКи/т). Поскольку, рано или поздно, ОЯТ будет переработано, и его активность перейдет в РАО, то потенциальная суммарная активность РАО России – 7 ГКи.

Таким образом, в ОЯТ и РАО ядерной энергетики России сосредоточена активность, эквивалентная сотням Чернобыльских и Кыштымских аварий. Цель переработки РАО – обеспечить защиту человека и окружающей среды от их негативного воздействия.

Классификация РАО

РАО классифицируются по агрегатному состоянию (жидкие, газообразные, твердые) и по уровню удельной активности (низкоактивные, среднеактивные, высокоактивные).

Переработка высокоактивных отходов (ВАО)

Существуют две основные формы ВАО: химическая переработка и захоронение в геологических хранилищах.

ВАО химической переработки ОЯТ. Это, главным образом, жидкие отходы, так как промышленная переработка ОЯТ основана на водных технологиях экстракции ЯМ из растворов.

Следует отметить, что облученное топливо энергетических реакторов в США рассматривается как ВАО, поскольку в настоящее время в США введен мораторий на химическую переработку топлива коммерческих АЭС, и оно хранится в бассейнах АЭС с перспективой окончательного захоронения в геологических хранилищах.

Основные этапы обращения с ВАО

Промежуточное хранение

Для жидких ВАО – размещение в резервуарах из нержавеющей стали. Обеспечивается контроль за тепловыделением и составом газовой подушки над уровнем ВАО (продувка воздухом, удаление водорода, образующегося при радиоллизе воды).

Для ОТВС – размещение в бассейнах-хранилищах на АЭС.

Выпаривание жидких ВАО

Выпаривание обеспечивает 150 – 200-кратное уменьшение объема ВАО. При этом происходит:

соответствующее повышение удельной активности сконцентрированных ВАО – до 3000 Ки/л;

усиленное газообразование из-за радиолиза воды. Как следствие, повышение опасности взрыва водородовоздушной смеси;

повышение удельного тепловыделения, связанного с естественным распадом нуклидов. Как следствие, повышение температуры ВАО;

усиление коррозионной активности ВАО с повышенной концентрацией и с повышенной температурой.

Отверждение ВАО

Целью этого этапа является внедрение ВАО в устойчивую матрицу, препятствующую миграции ВАО в окружающую среду.

В настоящее время считается, что наиболее подходящей формой иммобилизации ВАО является их включение в состав стекол (стеклование ВАО), например в боросиликатное стекло.

Существуют альтернативные технологии иммобилизации ВАО. Это включение ВАО в другие устойчивые материалы (керамика, стеклокерамика, минералоподобные материалы типа SYNROC).

SYNROC это сокращение от Synthetic Rock, т.е. синтетические скальные породы. Разработка технологии создания искусственных скальных пород и иммобилизации в них ВАО базируется на надежде, что эти материалы будут столь же устойчивы и долговечны, как и природные скальные породы.

Основные этапы SYNROC-технологии:

смешивание ВАО с материалами-предшественниками синтетических скальных пород;

прокаливание при температуре 650 – 750 °С;

горячее прессование порошка для получения таблеток SYNROC-материала с включенными ВАО (температура – 1100 – 1200 °С, давление – 150 – 200 атм);

контейнеризация таблеток, промежуточное хранение и окончательное захоронение.

Пример смеси предшественников SYNROC-материала: TiO_2 (71 %), CaO (11 %), ZrO_2 (7 %), BaO (6 %), Al_2O_3 (5 %).

Испытания показали, что:

- минералоподобные SYNROC-материалы имеют физические, химические и коррозионные свойства, схожие со свойствами природных скальных материалов, т.е. могут оказаться устойчивыми к воздействию окружающей среды в течение длительного времени;

- в SYNROC-таблетках может быть иммобилизовано до 20 мас.% ВАО;

- скорость выщелачивания SYNROC-материалов обычной водой составляет $10^{-6} - 10^{-5}$ г с 1 см^2 поверхности в сутки.

По указанным выше показателям SYNROC-материалы уступают только боросиликатному стеклу, у которого:

- содержание ВАО достигает 30 мас.%. Это связано с тем, что стекло обладает неупорядоченной кристаллической структурой и, поэтому, способно удерживать широкий диапазон радионуклидов. Минералы с упорядоченной кристаллической решеткой (керамика, SYNROC-материалы) способны удерживать лишь радионуклиды с определенными размерами атомов и с определенной валентностью;

- скорость выщелачивания стекла обычной водой составляет $10^{-8} - 10^{-7}$ г/(см²·сутки).

Таким образом, SYNROC-материалы проигрывают стеклу по способности удерживать большие количества ВАО и по скорости выщелачивания водой, но остаются вторыми после стекла материалами для иммобилизации ВАО.

После иммобилизации ВАО в стеклблоках или в таблетках SYNROC-материала эти отвержденные формы помещают в стальные контейнеры. Дальнейшее обращение с ВАО предполагает 30 – 50 лет промежуточного хранения контейнеров в неглубоких хранилищах с воздушным или водным охлаждением.

Следующая стадия – окончательное захоронение контейнеров ВАО в подземных геологических формациях. Для этого рассматриваются три геологические формации:

- соляные месторождения;
- глинистые осадочные породы;
- твердые скальные породы.

Рассмотрим достоинства и недостатки этих формаций.

Соляные месторождения

Достоинства:

• отсутствие близких грунтовых вод, т.е. гидрогеологические условия в районах разведанных соляных месторождений таковы, что соли сохраняются в неизменном состоянии миллионы лет;

- пластичность;
- высокая теплопроводность.

Недостатки:

• растворимость в воде;

• потенциальная полезность и возможность промышленного освоения месторождений;

• радиолит под действием ионизирующих излучений с усиленным газовыделением (например, с выделением хлора).

Глинистые породы

Достоинства:

- полная водонепроницаемость;

- высокая сорбционная способность к большинству ПД;
- пластичность.

Недостатки:

- малая сорбционная способность по отношению к отдельным ПД, например ^{129}I и ^{99}Tc ;
- низкая теплопроводность;
- близость к поверхности земли.

Скальные породы

Достоинства:

- высокая водонепроницаемость;
- высокая механическая прочность и химическая устойчивость.

Недостаток:

- низкая пластичность, растрескиваемость с возможностью миграции радионуклидов в биосферу.

Рассмотрим процессы, происходящие с ВАО, захороненными в подземные хранилища, на примере строящегося в США геологического хранилища «Yucca Mountain» (штат Невада) (рис. 2.5).

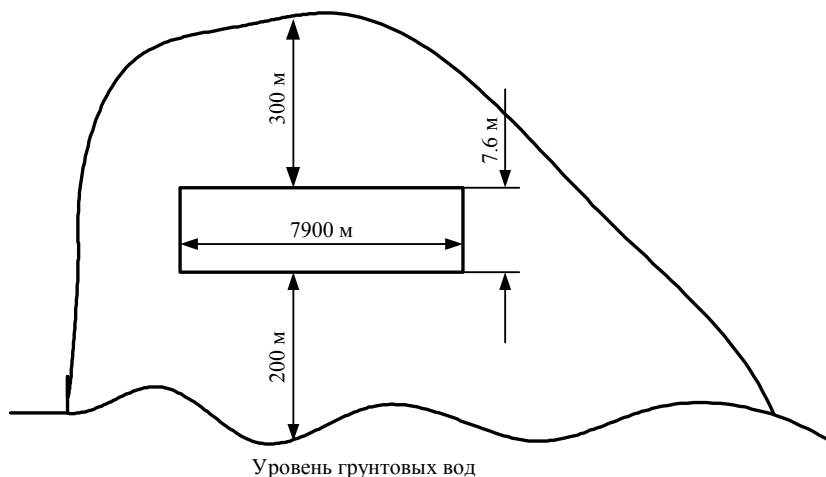


Рис. 2.5. Схема геологического хранилища «Yucca Mountain»

Строительство хранилища начато в 1994 г. К апрелю 1997 г. завершена проходка основного штрека (длина – 7900 м, диаметр – 7,6 м,

глубина под поверхностью горы – 300 м, высота над уровнем грунтовых вод – 200 м). Ранее планировалось к 2002 г. завершить все исследования (геологические, гидрологические, геохимические, геотермальные и т.д.), подать заявку в Комиссию по ядерному регулированию США (NRC) для получения лицензии на эксплуатацию хранилища, а с 2010 г. – начать заполнение хранилища. Планируемый объем хранилища – 70 тыс. т ВАО.

Скальная порода хранилища – туф с большим количеством трещин. Измерена скорость вертикального просачивания воды в хранилище; она составляет ~ 1 л на 1 м² поверхности дна хранилища в год (несколько капель воды на 1 м²/ч), или слой воды 1 мм/год.

По оценкам, определяющее влияние на возможность контакта воды с ВАО и выноса их в биосферу будет оказывать тепловыделение. При тепловых нагрузках полностью загруженного хранилища часть объема горы, прилегающая к хранилищу, может разогреться до температуры ~ 130 °С, т.е. выше температуры кипения воды. В результате создастся замкнутый контур естественной конвекции воды от горячего хранилища к холодным областям скальных пород. Там пар будет конденсироваться и стекать вниз.

Основные гидрологические эффекты хранилища:

- создание конденсатного слоя воды над хранилищем. Пропитка водой области горы, прилегающей к хранилищу;

- повышенное растрескивание туфа под воздействием пара и градиента температуры;

- изменение химических свойств воды при повышенной температуре, ускорение коррозии контейнеров и усиление растворимости радионуклидов в горячей воде.

Итак, остаточное тепловыделение ВАО ограничит вместимость геологических хранилищ. Оно обусловлено распадом ПД (¹³⁷Cs, ⁹⁰Sr) и младших актинидов (изотопы нептуния, америция и кюрия). В краткосрочной перспективе (200 – 300 лет) основной вклад в остаточное тепловыделение дают ПД. В более отдаленной перспективе (более 1000 лет) доминирующая роль перейдет к младшим актинидам.

Переработка жидких среднеактивных отходов

К среднеактивным отходам (САО) относятся растворы экстракционных циклов (кроме первого цикла), конденсат, получаемый при выпаривании низкоактивных РАО, и пар, получаемый при выпаривании высокоактивных РАО.

Основные этапы переработки САО

1. Осаждение и удаление САО из жидких фаз (отстаивание и фильтрация с применением коагулянтов).

2. Ионообменная очистка оставшихся растворов.

3. Упаривание для получения сухого остатка.

4. Иммобилизация путем битуминизации – смешивание с битумной массой и затвердевание смеси.

5. Контейнеризация битумной массы с САО.

6. Временное хранение и окончательное захоронение.

Достоинства битума как материала для иммобилизации САО:

слабое выщелачивание водой;

пригодность для любых химических форм САО (соли, гидроокиси, органические соединения);

хорошая радиационная стойкость.

К недостаткам битума следует отнести его горючесть (продукт переработки нефти) и размягчение при нагреве (асфальт).

Альтернативным вариантом иммобилизации САО является их цементирование, т.е. включение в состав бетона. Бетон как материал для иммобилизации САО обладает следующими достоинствами:

дешевизна и простота обращения с бетоном;

высокая радиационная стойкость;

высокая теплопроводность;

бетон не горюч и не размягчается при нагреве.

Однако бетон не обладает достаточной химической стойкостью к воздействию воды. Ниже приведены сравнительные данные по скорости выщелачивания различных материалов водой:

стекло..... $10^{-8} \div 10^{-7}$ г/(см²·сут);

SYNROC $10^{-6} \div 10^{-5}$ г/(см²·сут);

битум $10^{-6} \div 10^{-4}$ г/(см²·сут);

бетон $10^{-3} \div 10^{-2}$ г/(см²·сут).

Поэтому стекла и SYNROC-материалы преимущественно используются для иммобилизации высокоактивных РАО, а битум и бетон – для иммобилизации средне- и низкоактивных РАО.

Переработка жидких низкоактивных отходов (НАО)

Этапы переработки НАО

1. Осаждение НАО из растворов (адсорбция, отстаивание, фильтрация с применением коагулянтов).

2. Ионообменная очистка оставшихся растворов.

3. Упаривание для получения сухого остатка.
4. Отверждение сухих остатков, сорбентов, ионообменных смол и фильтров в бетоне (цементирование).

Переработка газообразных РАО

В состав газообразных РАО входят:

- радиоактивные благородные газы (изотопы Kr и Xe);
- радиоактивные изотопы йода;
- радиоактивный изотоп углерода ^{14}C ;
- тритий.

После выдержки ОЯТ в течение 3 – 5 лет в нем остаются только сравнительно долгоживущие радионуклиды:

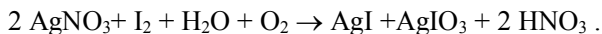
- из благородных газов – только ^{85}Kr ($T_{1/2} = 10,7$ лет);
- из изотопов йода – только ^{129}I ($T_{1/2} = 1,6 \cdot 10^7$ лет);
- изотоп углерода ^{14}C ($T_{1/2} = 5730$ лет);
- тритий ^3H ($T_{1/2} = 12,3$ года).

Удаление ^{85}Kr . Для удаления ^{85}Kr используются следующие методы:

- низкотемпературная адсорбция на активированном угле;
- адсорбция в жидком углекислом газе CO_2 ;
- адсорбция жидкими фтор-углеродами.

Удаление ^{129}I . В газообразных РАО йод может находиться в виде молекулярного йода I_2 , йодидов (I) и йодатов (IO_3^-). Для удаления радионуклида ^{129}I используются следующие методы:

- поглощение йода щелочами или азотной кислотой в скрубберах. Йод окисляется до твердого малорастворимого соединения HI_2O_8 ;
- хемосорбция на цеолите, пропитанном нитратом серебра. Йод связывается в малорастворимом йодиде и йодате серебра:



Удаление ^{14}C . В газообразных РАО радиоизотоп ^{14}C содержится в виде оксидов ^{14}CO или $^{14}\text{CO}_2$. Радиоизотоп ^{14}C является продуктом реакции $^{14}\text{N}(n,p)^{14}\text{C}$ на азоте, содержащемся в воздухе, в примесях теплоносителя или конструкционных материалов.

До сих пор не разработаны методы улавливания ^{14}CO или $^{14}\text{CO}_2$ в промышленных масштабах. В лабораторных условиях изучается возможность использования жидких поглотителей на основе гидроокисей,

фтор-углеродов и алюмосиликатов. Найдены фтор-углероды, которые при низких температурах (от -40 до $+4$ °С) улавливают 99,9 % ^{14}C .

Удаление трития. В ядерных реакторах тритий образуется в результате нейтронных реакций теплоносителя и примесей конструкционных материалов (водород, литий). Кроме того, тритий может образовываться при тройном делении ядерного топлива, т.е. при очень редком процессе деления, когда образуются не два, а три осколка.

Тритий легко вступает в реакции изотопного обмена с обычной водой, образуя тритиевую воду НТО или T_2O при переработке ОЯТ. Поэтому тритий присутствует во всех жидких РАО процесса химической переработки ОЯТ.

Для выделения трития используются следующие методы:

волоксидация ОЯТ перед растворением (окисление кислородом), влага в газовой фазе связывает тритий в тритиевой воде;

улавливание тритиевой воды цеолитом;

промывка органической фазы ТБФ после экстракции простой водой.

Обработка аэрозолей и пыли

Аэрозоли представляют собой солевые и кислотные туманы с содержанием жидких частиц $10^{-2} - 10$ г/м³. Для обработки радиоактивных аэрозолей и пыли применяются следующие методы:

гравитационное осаждение в пылеуловительных камерах;

центробежное выделение твердых и жидких частиц из газа при спиральном движении потока в циклонах;

электростатическое осаждение (придание частицам заряда и осаждение в электрическом поле);

промывка газов в скрубберах;

ультрафильтрация с использованием фильтров на основе стекловолокна, металлотканевых и металлокерамических фильтров.

Переработка твердых РАО

В состав твердых РАО входят:

фрагменты оболочек твэлов;

ионообменные смолы;

детали оборудования, строительные материалы, мусор, спецодежда;

осадки на стенках оборудования.

Методы переработки твердых РАО:

1. Уменьшение объема РАО (сжигание с 100-кратным уменьшением объема и прессование с уменьшением объема в 10 раз).

2. Контейнеризация и захоронение.

Этапы обработки оболочек твэлов:

1. Временное хранение в бетонных бункерах под слоем воды (из-за возможности возгорания циркония на воздухе).

2. Химическая обработка плавиковой кислотой. На поверхности образуются рыхлые пленки, содержащие трансурановые изотопы. Затем эти пленки удаляются кислотными или щелочными растворами.

3. Плавление оболочек в слитки в электропечах.

4. Контейнеризация слитков и захоронение.

Деактивация оборудования РХЗ

Еще один вид твердых РАО представляют собой осадки, накапливающиеся на внутренних поверхностях резервуаров и трубопроводов РХЗ. Осадки образуются на стенках оборудования в результате:

сорбции РАО из растворов ОЯТ;

постепенного насыщения стенок радионуклидами, радиоактивность стенок становится сопоставимой с активностью растворов ОЯТ;

закалки осадков в результате колебаний теплофизических и физико-химических условий переработки. Остаются соединения РАО с наибольшей механической прочностью, химической и термодинамической устойчивостью. В основном, это цирконаты и силикаты, склонные к полимеризации и образованию коллоидов.

Основной механизм деактивации оборудования – это десорбция РАО со стенок, т.е. перевод РАО в жидкую форму с последующей обработкой по известным технологиям. Для этого проводится многоэтапная промывка оборудования. Сначала используется слабый раствор азотной кислоты HNO_3 для очистки стенок от остатков ОЯТ, а затем – чередующаяся обработка поверхностей составами, разрыхляющими осадки, и составами, растворяющими осадки.

Часто применяется окислительно-восстановительный метод, при котором происходит чередование обработки поверхностей щелочными растворами (разложение труднорастворимых солей, гидратация оксидов, то есть превращение плотных солей в рыхлые гидроксиды) и обработки поверхностей кислотными растворами (растворение осадков и вынос их из оборудования в виде жидких РАО).

Глава 3

САМОЗАЩИЩЕННОСТЬ ЯДЕРНЫХ МАТЕРИАЛОВ ОТ ПЕРЕКЛЮЧЕНИЯ НА НЕМИРНЫЕ ЦЕЛИ

3.1. Технические возможности использования ядерных материалов в террористических целях

Выделяют три возможных типа ядерного терроризма [5].

Подрыв ядерного устройства. Здесь предполагается, что террорист располагает ядерным взрывным устройством собственной разработки или приобретенным у посредника или третьей стороны. Достоверных данных о том, что какая-нибудь террористическая организация обладает ядерным оружием или ведет его разработку, в настоящее время нет. Однако западные эксперты считают, что опасность приобретения террористами плутония, который является побочным продуктом работы энергетических ядерных реакторов, возрастает. Создание террористической организацией или «страной-изгоем» мощной термоядерной бомбы является маловероятным. Более вероятно применение террористами ядерного взрывного устройства небольшой мощности, сопоставимого с атомными бомбами, взорванными в Хиросиме и Нагасаки. Последствия подрыва такого устройства в большом городе (физические, экономические, социальные, политические) будут ужасными для уцелевшего населения города и для государства, подвергшегося атаке террористов. Радиус поражения составит около двух километров, число погибших – десятки тысяч. Единственная мера для спасения людей и сокращения потерь – эвакуация населения из зоны поражения – практически невозможна в случае внезапного нападения.

Ранее считалось, что для разработки атомной бомбы требуются специальные знания, высокий уровень развития промышленных технологий. В настоящее время более сложной представляется проблема обеспечения безопасного хранения делящихся и радиоактивных материалов. Для террористов не так уж важна мощность взрываемого устройства, последствия и психологический шок после использования взрывного устройства будут гораздо значительнее, чем его физические последствия. В этом смысле для террористов наиболее привлекательны небольшие устройства, причем террористы могут применить несовершенное устройство, не уделяя большого внимания динамике ядерных процессов, происходящих при взрыве, с целью увеличить мощность ядерного взрыва и его разрушительные последствия. Возможно, что для создания самодельного

взрывного устройства террористы будут ориентироваться на приобретение реакторного плутония, так как ядерные материалы такого вида охраняются хуже, чем уран и плутоний военного назначения. Создание такого взрывного устройствами террористами считается маловероятным за счет функционирующего режима нераспространения, в частности системы гарантий МАГАТЭ. Это тем более относится к разработке ядерного оружия со средствами доставки, управления и контроля. Захват готового ядерного боеприпаса, пригодного к применению, считается практически невозможным. Более вероятно создание взрывного устройства государством, тайно осуществляющим ядерную программу. Сдерживающим фактором здесь является то, что применение ядерного оружия против ядерной державы слишком рискованно, так как грозит «стране-изгою» полным уничтожением. Однако с учетом изменений форм террористической деятельности, происходящих в настоящее время, повышается вероятность анонимного теракта.

Проведение диверсий на атомных электростанциях или угроза их осуществления (ядерный саботаж). Для проведения диверсий на АЭС не требуются специальные знания в области ядерной физики. Такая диверсия может быть осуществлена боевиками, имеющими обычную боевую подготовку. Психологический эффект такой акции будет исключительно высоким, даже если не произойдет взрыв реактора или радиоактивное заражение окружающей территории. К угрозам проведения диверсий на АЭС прибегали многие террористические группы. До настоящего времени ни одна из диверсий не была проведена, несмотря на очевидную привлекательность АЭС как цели для террористического акта. В 1995 г. террористы через своего агента среди персонала Игналинской АЭС сумели внести изменения в программу управления загрузкой активной зоны реактора. Причиной этой попытки террористической операции была месть за осужденного к смерти члена группы. Попытка была предотвращена оперативными сотрудниками, в противном случае взрыв реактора был неизбежен. Предполагается, что целью одного из самолетов во время атаки 11 сентября была атомная электростанция под Питсбургом, США. Несколько нападений террористов, включая взрывы и обстрел из гранатомета, состоялись во Франции. Часть этих операций была осуществлена экологическими террористами, протестующими против развития атомной энергетики.

Использование расщепляющихся и радиоактивных материалов. При этом подразумевается изготовление так называемых «грязных бомб», т.е. взрывных устройств, которые приводятся в действие на осно-

ве обычной взрывчатки с целью радиоактивного заражения значительных территорий в густонаселенных районах (также известны как устройства для рассеивания радиации). Для изготовления таких устройств не требуются делящиеся вещества высокого обогащения. Радиологическое оружие также может быть применено в виде радиоактивных аэрозолей, распыляемых в воздухе над густонаселенными районами. Технологически создание такого оружия намного проще по сравнению с ядерным взрывным устройством, поэтому его использование террористами более вероятно. Взрыв устройства, заряженного радиоактивными веществами, на высоте 100 м может привести к радиоактивному заражению территории, составляющей примерно 100 км², и для дезактивации зараженной территории потребуются значительные затраты. Вообще говоря, применением такого устройства трудно вызвать большие человеческие жертвы, так как для этого необходимо было бы распространить значительное количество радиоактивных материалов, но это представляет опасность для жизни самих террористов. По этой причине считалось невозможным применение террористами облученных топливных сборок ядерных реакторов. Вследствие накопления продуктов деления облученное ядерное топливо обладает исключительно высокой активностью, не позволяющей обращаться с ним без специального оборудования с дистанционным управлением. Тем не менее в теоретическом плане возможность применения террористами устройств, включающих такие материалы, должна изучаться. Настоящая опасность радиологического оружия состоит в том, что вследствие радиоактивного заражения паника и страх могут привести к социальной и экономической дестабилизации, не пропорциональной разрушительным последствиям теракта. К радиологическому загрязнению может также привести захват и подрыв террористами ядерного реактора или хранилища радиоактивных отходов. Такого рода диверсии могут повлечь значительные человеческие жертвы и экологические катастрофы с долгосрочными последствиями.

Нельзя исключить возможность изготовления террористами радиологического оружия с использованием источников радиоактивности (кобальт, стронций и др.), применяемых с различными целями. Для изготовления такого оружия террористам необходимо получить доступ к значительному числу таких источников (сотни) для того, чтобы эффект был сопоставим по последствиям с использованием облученного топлива ядерных реакторов.

Угроза применения террористами ядерного или радиологического оружия вызвала необходимость разработки международно-правовых документов, регулирующих отношения между государствами с целью повышения гарантии безопасности делящихся и радиоактивных материалов

и предотвращения их попадания в руки террористов. Одним из таких инструментов стала Конвенция о физической защите ядерного материала (1980 г.). Эта Конвенция в основном применяется к ядерным материалам, используемым в мирных целях и в процессе международных перевозок. В некоторых случаях Конвенция применяется к материалам, используемым и перевозимым внутри страны. Необходимость принятия документа вызвана тем, что в настоящее время в мире осуществляется более миллиона перевозок радиоактивных материалов в год. Конвенция содержит положения о том, что не разрешается перевозка ядерного и радиоактивного материала, если не обеспечиваются на необходимом уровне гарантии его безопасности. В соответствии с Конвенцией, подписавшие ее страны обязаны иметь структуру и центральный орган, ответственные за обеспечение физической защиты и противодействие незаконным актам в отношении ядерных материалов, а также принимают обязательство оказывать друг другу помощь в возвращении и защите ядерных материалов в случае их хищения или захвата или реальной угрозы подобных действий. В соответствии с Конвенцией, государства-участники должны принимать соответствующие меры для охраны секретности в отношении информации, конфиденциально получаемой ими от другого государства-участника.

В ООН ведется работа над проектом Конвенции о борьбе с актами ядерного терроризма. Эта работа была инициирована Россией в 1998 г. и призвана ликвидировать пробелы в системе мер, предусмотренных в Конвенции о физической защите ядерного материала и Конвенции о борьбе с бомбовым терроризмом, которые необходимы для предотвращения использования террористами ядерного оружия. На рассмотрении ООН также находится проект Всеобъемлющей конвенции о международном терроризме, инициированный Индией в 1996 г.

3.2. Оружейные ядерные материалы

Плутоний оружейного качества определяется, прежде всего, наличием малого количества ^{240}Pu . Это связано с тем, что период полураспада спонтанного деления ядер ^{240}Pu равен $1,27 \cdot 10^{11}$ лет, а выход нейтронов спонтанного деления составляет 103 на грамм ^{240}Pu . Для сравнения отметим, что для ^{239}Pu период спонтанного деления примерно в 40 тысяч раз меньше, а выход нейтронов составляет всего $3,2 \cdot 10^{-2}$ на 1 грамм. Поэтому даже наличие 1 % ^{240}Pu в деталях из ^{239}Pu создает нейтронный фон, больше имеющегося от всего изделия из чистого ^{239}Pu . Образование ^{240}Pu в ядерном реакторе происходит в результате реакции радиационного за-

хвата на ^{239}Pu . В тепловой области спектра вероятность этой реакции составляет примерно 18 %. Примеры изотопного состава плутония для различных степеней выгорания и различных типов реакторов приведены в табл. 3.1.

Таблица 3.1

**Изотопный состав плутония для различных степеней выгорания
и различных типов реакторов**

| Тип материала | Тип реактора | Выгорание ГВт·сут/т | ^{238}Pu | ^{239}Pu | ^{240}Pu | ^{241}Pu | ^{242}Pu |
|----------------------|--------------|---------------------|-------------------|-------------------|-------------------|-------------------|-------------------|
| Оружейный Pu | Промышленный | < 1 | 0,04 | 93,3 | 6,0 | 0,6 | 0,04 |
| Отработанное топливо | Magnoks | 5 | - | 68,5 | 25,0 | 5,3 | 1,2 |
| Отработанное топливо | CANDU | 7,5 | - | 66,5 | 26,5 | 5,3 | 1,5 |
| Отработанное топливо | LWR | 20 | 0,5 | 73,5 | 20,0 | 5,0 | 1,0 |
| Отработанное топливо | LWR | 30 | 1 | 60,0 | 22,0 | 13,0 | 4,0 |
| Отработанное топливо | LWR | 60 | 4,4 | 46,3 | 24,9 | 12,7 | 11,7 |

Практически весь оружейный плутоний, выработанный ядерными реакторами СССР и США, а затем Великобритании, Франции и Китая, химически выделен из облученного топлива. Большая часть этого плутония была переработана в компоненты ядерного оружия. Точные количества оружейного плутония, наработанного различными странами, являются закрытыми данными, тем не менее существует достаточно много оценок этого количества. Несмотря на некоторые различия в цифрах, все они дают значения, мало отличающиеся друг от друга (табл. 3.2).

Таблица 3.2

Количество произведенного оружейного плутония в различных странах

| Страна | Производство оружейного плутония, т |
|----------------|-------------------------------------|
| СССР/Россия | 140±25 |
| США | 111,4 |
| Великобритания | 7±0,7 |
| Франция | 6±1,5 |
| Китай | 2,5±1,5 |
| Остальные | ≈1 |

Израилем, Индией, Пакистаном, Бразилией, Аргентиной, по-видимому, произведено еще около одной тонны оружейного плутония.

При выгрузке топлива из реакторов PWR с глубиной выгорания 45 – 55 МВт-сут/кг, количество ^{240}Pu достигает 20 – 25 %, а ^{238}Pu – 2 %. Это означает, что попытка изготовить взрывное устройство из такого плутония будет чрезвычайно сложна технически, а устройство большой мощности сконструировать при современном уровне техники не представляется возможным.

Согласно различным оценкам, в мире в результате работы энергетических ядерных реакторов к 1992 г. было накоплено 650 т энергетического плутония, основное количество которого содержится в отработанном, но химически не переработанном топливе ядерных энергетических установок различного назначения. Оценки по России таковы:

- оружейный плутоний, в основном в виде металлических компонентов ядерного оружия – 140 ± 25 т;
- в виде химически выделенного диоксида энергетического плутония на заводе РТ-1 – 30 т;
- в отработанном топливе реакторов РБМК (не подлежит химическому выделению) примерно 35 – 40 т;
- в отработанном топливе реакторов ВВЭР-440, которое может быть переработано (топливо в пристанционных хранилищах), примерно 8,0–10,0 т;
- в отработанном топливе реакторов ВВЭР-1000 (в хранилищах отработанного топлива АЭС и хранилище отработанного топлива завода РТ-2) примерно 20 – 30 т.

Таким образом, из всего оцененного количества энергетического плутония, находящегося на территории России, химически выделено в виде диоксида около 30 т.

Внешнее содействие России в деле ликвидации «наследия холодной войны» опирается на солидную международно-правовую базу. Начиная с 1992 г. было заключено 43 договора между Российской Федерацией и иностранными государствами и международными организациями. Наибольшее количество договоров и соглашений (26) касается организации сотрудничества России с зарубежными странами по проблемам утилизации ядерного оружия и ядерных материалов, обеспечения их безопасного хранения и транспортировки.

Наиболее успешным и масштабным примером такого сотрудничества является российско-американское Межправительственное соглашение «Об использовании высокообогащенного урана, извлеченного из ядерно-

го оружия», подписанное в феврале 1993 г. Согласно этому соглашению Россия обязалась переработать 500 т высокообогащенного урана (ВОУ), извлеченного из ядерных зарядов российских ракет, в низкообогащенные фракции (НОУ). Полученный НОУ поставлялся американской государственной корпорации ЮСЕК (USEC), которая оплачивала не только стоимость работ по конвертации ВОУ, но и природный уран, использовавшийся для разбавления ВОУ. Программа ВОУ-НОУ носит чисто коммерческий характер. Стоимость контракта, рассчитанного до 2013 г., по предварительным оценкам составляет около 12 млрд долларов США. Проблемы с реализацией проекта возникли в 1996 г., когда началась приватизация ЮСЕК. Американский партнер Минатома России отказался оплачивать далее природную компоненту поставляемого российского НОУ. Взамен США предложили бартерный вариант оплаты, т.е. передачу в собственность России эквивалентного количества американского природного урана. Однако передаваемый материал оказался малоликвидным средством, поскольку между Россией и США отсутствовало межправительственное соглашение, регулирующее поставки радиоактивных материалов в Россию. Многочисленные попытки Минатома России найти покупателей, которые устраивали бы Вашингтон, не дали положительных результатов. В итоге Москва стала терять порядка 30 % контрактной выручки от продажи НОУ.

Несмотря на множество сложностей, возникавших на протяжении всей программы ВОУ-НОУ, сотрудничество высоко оценивается обеими сторонами. По состоянию на 19 июня 2002 г. в рамках соглашения ВОУ-НОУ было переработано 146 т ВОУ, что по американским оценкам эквивалентно более 5852 уничтоженным боеголовкам. Благодаря этой программе Россия смогла получить более 2,5 млрд долларов США, большая часть которых составила значительную часть бюджета Минатома России. Вклад конвертированного российского урана покрывает около 50 % американских потребностей в ядерном топливе. За счет поступившего из России НОУ выработано около 10 % всей электроэнергии, потребляемой в стране (что также эквивалентно энергопотреблению г. Бостона в течение 200 лет).

Что касается плутония, то вопрос о нем гораздо сложнее. С 1995 г. проводились совместные российско-американские исследования, которые имели целью определить способы обращения с оружейным плутонием, который будет выводиться из разряда оружейных материалов.

Необходимо заметить, что в силу ядерных и химических свойств плутония, любое обращение с ним является достаточно сложной и дорогом-

стоящей задачей. Кроме того, признано, что плутоний должен охраняться от возможных посягательств со стороны похитителей и террористов.

3.3. Методы обращения с избыточными оружейными ядерными материалами

Основная цель выбора вариантов обращения с избыточными оружейными ядерными материалами и их окончательного удаления состоит в минимизации риска для национальной и международной безопасности, который эти материалы представляют. Для достижения этой цели должны быть решены следующие задачи [5]:

- минимизация риска несанкционированного доступа к этим материалам;
- минимизация риска возвращения оружейных ядерных материалов в оружие, из которого они были извлечены, что остановило бы или обратило вспять процесс сокращения вооружений;
- усиление национальных и международных механизмов контроля и стимулов к продолжению сокращения вооружений.

На принятие решения о способе хранения и окончательного удаления плутония с точки зрения нераспространения и контроля над вооружениями влияют как технические, так и политические факторы.

Технические факторы учитывают, насколько:

- быстро тот или иной вариант может быть реализован, поскольку начало процесса представляет особую важность для укрепления доверия к нему как внутри страны, так и за рубежом;
- избранный вариант предотвращает возможность хищения плутония или его военного использования в ходе процесса и приближается к нормативам сохранности ядерного материала, соответствующим стандарту хранения оружия;
- избранный вариант допускает международный контроль, подтверждающий обязательство сторон не использовать избыточный ядерный материал для производства оружия;
- избранный вариант сможет привести плутоний в форму, не представляющую интереса и недоступную с точки зрения производства ядерного оружия, т.е. насколько он будет соответствовать стандарту отработанного топлива.

Политические факторы предусматривают:

- параллелизм проведения программы утилизации (объемы, сроки, темпы);

- воздействие на режим нераспространения через демонстрацию приверженности России и США своим обязательствам по Договору о нераспространении ядерного оружия (ДНЯО);

- осуществимость каждой альтернативы, поскольку выбор варианта, имеющего низкие шансы на успех в разумные сроки, может отрицательно отразиться на всех других политических факторах.

Среди методов обращения с излишним оружейным плутонием в начале переговоров в январе 1995 г. рассматривались следующие подходы:

- сжигание в реакторах с водой под давлением;
- сжигание в тяжеловодных реакторах CANDU;
- сжигание в быстрых реакторах;
- иммобилизация, т.е. размещение плутония с поглотителем (отравителем) в веществах типа стекол или синтетических камней;
- захоронение (размещение) в глубоких геологических формациях;
- использование ускорителей для трансмутации плутония;
- хранение в специальных хранилищах;
- обращение с плутонием в сложных формах.

Наличие больших запасов оружейного плутония у двух стран – США и России, обуславливает желание мировой общественности минимизировать эти запасы соответственно снижению уровня ядерного противостояния. К середине 1997 г. был достигнут определенный прогресс в решении судьбы оружейного плутония. США и Россия договорились на добровольной основе объявить те количества оружейного плутония, которые эти страны считают излишними с точки зрения целей национальной обороны. Стороны признали, что необходимо рассмотреть пути обращения с этим излишним плутонием и добиться того, чтобы этот материал либо больше не существовал как оружейный материал, либо был переведен в состояние, отвечающее «стандарту отработанного топлива». Из восьми ранее обсуждавшихся путей обращения с избыточным оружейным плутонием на практике оставлены два обобщенных способа:

- сжигание оружейного плутония в виде МОХ-топлива в ядерных реакторах любых типов;
- иммобилизация.

Стороны также выразили ясное понимание того, что периоду иммобилизации или сжигания в виде МОХ-топлива неизбежно предшествует достаточно длительный период хранения избыточного для целей обороны оружейного плутония. США сделали официальное заявление о том, что они считают избыточным с точки зрения национальной обороны 52,4 т плутония оружейного качества. Из них примерно 38 т представляют собой сравнительно чистый (с легирующими добавками) ядерный материал, извлекаемый из демонтируемых ядерных боеголовок; примерно 14 т – достаточно «грязный материал» в виде сложных солей, полученных в ходе химических и металлургических очисток плутония, т.е. плутоний в «сложных формах».

Соответственно, если сами процессы лицензирования ядерной деятельности не встретят больших преград, представители Министерства энергетики США (хозяин ядерных оружейных материалов) хотели бы 38 т плутония использовать в качестве МОХ-топлива и 14 т подвергнуть иммобилизации. Эти планы на практике могут изменяться. Так, например, придя к власти, администрация Буша потребовала пересмотра всех программ по нераспространению, которые США ведут с Россией, и изменило свое отношение к вопросу утилизации избыточного плутония. В январе 2002 г. США объявили об отказе от технологии иммобилизации и решении придерживаться исключительно МОХ-технологии. По заявлению Министерства энергетики США, такое решение позволит сэкономить 2 млрд долларов от общей сметы американской программы и ускорит процесс закрытия бывших объектов военного ядерного комплекса.

В то же время общественность в США придерживается мнения, что значительная часть плутония должна быть иммобилизована, т.е. вообще изъята из оборота как некий символ зла, причем приводятся достаточно убедительные расчетные аргументы в пользу того, что сжигание избытка оружейного плутония в реакторах будет сложнее и дороже, чем иммобилизация. Что касается плутония в достаточно «грязных» формах, например в виде солей (в основном фторидов и хлоридов), то их иммобилизация явно экономически выгодна, так как для использования в топливе плутоний должен быть доведен до высокой степени чистоты, что достаточно сложно и дорого.

В России преобладает точка зрения, что оружейный плутоний, на производство которого затрачены большие средства, должен быть использован для производства электрической энергии, ибо это является

реализацией его энергетического потенциала и в какой-то степени оправдывает средства, которые были истрачены на его производство. В сентябре 1997 г. министр атомной энергетики России В.Н. Михайлов по поручению Президента России сделал заявление, что Россия считает избыточным количеством для целей национальной обороны «до 50 тонн оружейного плутония». Таким образом, заявленные количества избыточного оружейного плутония у России и США примерно равны. Известно мнение представителей Минатома России о том, что подавляющая часть избыточного российского плутония должна быть использована как топливо для ядерных реакторов.

3.3.1. Утилизация оружейного плутония в энергетических реакторах

При выборе сценария использования плутония в качестве топлива для любого типа реакторов необходимо пройти стадию первичной обработки. Эти первичные процессы относятся к наиболее опасному с точки зрения ядерного распространения этапу окончательного удаления плутония, поскольку включают обработку больших масс расщепляющегося материала в формах, которые особенно привлекательны для вероятных претендентов на обладание ядерным оружием. К тому же, в начале процесса плутониевые запалы содержат чувствительную информацию о конструкции оружия. Поскольку при реакторном варианте удаления плутония для приготовления топливной смеси нужен чистый оксид, требуется дополнительная первичная обработка нечистых форм избыточного плутония. В настоящее время ни в России, ни в Соединенных Штатах нет действующих предприятий, где эта обработка могла бы производиться в промышленном масштабе. Следовательно, для реализации варианта утилизации избыточного количества плутония в качестве ядерного топлива потребуется реконструкция действующих или строительство новых предприятий.

Технологии изготовления смешанного уран-плутониевого топлива или МОХ-топлива для различных типов реакторов во многом идентичны. Оксид плутония, полученный при первичной обработке, смешивается с оксидом урана, и в результате получается смешанное оксидное топливо. Порошкообразная смесь оксидов прессуется в таблетки, которые затем обжигаются, дробятся и помещаются в стержни топливной сборки.

Топливные сборки доставляются на реакторы в качестве ядерного топлива. Технология применения плутониевого топлива в легководных реакторах (ЛВР) прошла апробацию и широко используется в Европе. МОХ-топливо может быть использовано в действующих реакторах, при соответствующей модернизации активной зоны, и в реакторах, строительство которых близится к завершению. Вариант строительства новых реакторов повлечет более крупные затраты.

На начало 1999 г. в России рассматривались три варианта возможного использования плутония в виде МОХ-топлива. Все эти варианты требуют больших затрат средств и времени.

Вариант 1. Использование существующего реактора БН-600 для сжигания максимально возможного количества оружейного плутония

Утилизация плутония в реакторах на быстрых нейтронах происходит путем «сжигания» его в активной зоне. При этом реактор превращается из производителя плутония (бридера) в его потребителя. В ГНЦ РФ НИИАР была поставлена серия экспериментов, подтвердивших возможность утилизации оружейного плутония в быстрых реакторах (33 ТВС были облучены на реакторе БОР-60). При этом стоит отметить, что с точки зрения ядерного нераспространения одна из проблем, связанных с бридерами, состоит в том, что ядерные материалы, входящие в ядерное топливо, могут быть воспроизведены, что позволит использовать эти реакторы для производства большего количества плутония, включая оружейный. Кроме того, концентрация плутония в МОХ-топливе для бридеров существенно выше, чем для легководных реакторов. Специалистами было оценено, что быстрые реакторы могут полностью работать на МОХ-топливе, при этом потребление плутония составит 1217 кг в год, что позволит значительно сократить сроки на проведение программы утилизации. Однако, учитывая серьезность данной проблемы, необходимо провести новые и независимые исследования по этому вопросу.

Для исключения воспроизводства плутония оружейного качества в этом реакторе должен быть ликвидирован бланкет, конструкция ТВС должна быть переделана для образования верхней натриевой полости. Это необходимо для ликвидации положительного пустотного натриевого коэффициента реактивности. Кроме этого, требуются менее значительные переделки в других системах реактора. Разумеется, все эти решения должны быть обоснованы и апробированы. В случае перевода дейст-

вующего реактора БН-600 полностью на МОХ-топливо, этот реактор с учетом продления его ресурса на 10 лет может использовать в качестве топлива ~ 10–15 т оружейного плутония. Таким образом, задача сжигания 50 т оружейного плутония в этом варианте не решается. Тем не менее это достаточно реальный путь, так как реактор готов и требует сравнительно небольших переделок.

Вариант 2. Использование для сжигания оружейного плутония действующих и строящихся реакторов ВВЭР-1000

Несколько лет теоретически изучается возможность частичной (1/3 – 1/5) загрузки реакторов типа ВВЭР-1000 МОХ-топливом на основе оружейного плутония. Плутоний оружейного качества, состоящий преимущественно из ^{239}Pu , имеет меньшую долю запаздывающих нейтронов, чем плутоний энергетический, который обычно используется в МОХ-топливе в реакторах с водой под давлением, например, во Франции и Бельгии. Кроме того, он обладает более высокими значениями усредненных микросечений поглощения и деления, чем ^{235}U . Поэтому его доля в активной зоне должна быть дополнительно уменьшена против обычного значения 0,33. Для использования МОХ-топлива в реакторах ВВЭР-1000 требуется увеличение числа поглощающих стержней в реакторе, что означает переделку верхней крышки реактора с блоком системы управления и всех электрических исполнительных схем. Кроме того, необходима переделка некоторых вспомогательных систем, в частности, системы контроля радиоактивных составляющих в воде первого контура, хранилища свежих и отработанных ТВС. Все эти переделки, особенно верхней крышки реакторов, требуют достаточно больших затрат средств и значительного простоя реакторов.

По имеющимся оценкам российских специалистов потребление плутония в реакторе типа ВВЭР-1000 составит 271 кг в год при частичной загрузке (около 1/3) и 471 кг в год при перспективной загрузке (около 41 %) активной зоны МОХ-топливом, что позволит утилизировать плутоний за 15 – 20 лет при работе шести блоков. Сокращение сроков проведения программы утилизации возможно за счет уменьшения срока кампании топлива. При этом плутоний не будет выжигаться полностью, а остатки будут собираться в массивные высокорadioактивные блоки отработанного топлива, что поставит существенный заслон повторному использованию плутония в ядерном оружии. Это отработанное топливо соответствует «стандарту отработанного топлива», которое нарабатыва-

ется в результате облучения обычного уранового топлива, и оно может спокойно храниться в течение продолжительного времени, пока не будет решен вопрос о геологическом захоронении. Однако экспериментов, подтверждающих возможность использования МОХ-топлива на российских АЭС с реакторами типа ВВЭР-1000, поставлено не было. В России нет необходимой опытной установки для проведения экспериментов, позволяющих сделать оценку основных нейтронно-физических характеристик и характера поведения топлива в ходе облучения. На данный момент работы по этому направлению не вышли даже на стадию НИОКР.

В настоящее время планируется достройка еще трех реакторов типа ВВЭР-1000. В этом случае, в принципе, все 10 реакторов ВВЭР-1000 могли бы быть переведены на использование МОХ-топлива и обеспечить сжигание 50 т оружейного плутония в течение 15 – 20 лет.

Вариант 3. Достройка двух реакторов типа БН-800 (по одному на Южно-Уральской и Белоярской АЭС)

Предполагается, что активные зоны этих реакторов с самого начала могут быть загружены МОХ-топливом практически полностью. В этом случае в течение примерно 20 лет с момента пуска реакторов весь оружейный плутоний может быть использован.

Американские специалисты также изучили различные аспекты сжигания оружейного плутония в реакторах типа PWR и выбрали около 40 реакторов, для которых этот процесс возможен практически без переделок основных систем. Трудности при реализации могут возникнуть при лицензировании этих реакторов, поскольку в США процесс лицензирования включает также опросы общественного мнения, которое может быть негативным по отношению к МОХ-топливу. В случае если в США не будет найдено достаточное количество реакторов PWR, которые смогут получить лицензию на сжигание оружейного плутония в виде МОХ-топлива, упор будет сделан на расширение масштабов иммобилизации оружейного плутония.

3.3.2. Производство МОХ-топлива

Как видно, вариант 2 и, особенно, вариант 3 требуют достаточно больших капиталовложений и, в любом случае, потребуют достаточно большого промежутка времени до начала процесса утилизации оружейного плутония. Россия имеет очень ограниченный опыт в изготовлении

МОХ-топлива и этот опыт целиком относится к реакторам на быстрых нейтронах.

К сожалению, ни в России, ни в США нет опыта использования МОХ-топлива на собственных АЭС, что существенно затрудняет начало реализации программы утилизации. Ни США, ни Россия не обладают на настоящий момент промышленными установками, способными производить МОХ-топливо в необходимых количествах. Производство МОХ-топлива представляет особую опасность с точки зрения распространения, поскольку на этом этапе задействованы большие массы порошкообразного плутония и сложные технологические процессы. Кроме того, из-за высокой стоимости изготовления МОХ-топлива откладывается начало реализации программы утилизации оружейного плутония. Ускорить начало производства МОХ-топлива помогло бы использование опыта действующих европейских предприятий, не дожидаясь, пока появятся соответствующие собственные мощности. Но это повлечет за собой межконтинентальные перевозки плутония и передачу ответственности за безопасность другой стране, что негативно отразится на режиме ядерного нераспространения.

Изготовление МОХ-топлива для реакторов ВВЭР требует освоения заварки топливных элементов из сплавов циркония с требуемой плотностью, по крайней мере, в 10 раз лучшей, чем это делается сейчас на урановом топливе. Это новая и сложная для промышленности задача. Как уже указывалось, вследствие высокой активности (в основном α -активности) топливного материала из МОХ-топлива, все технологические операции при изготовлении топлива должны проводиться в изолированных боксах, либо полностью автоматически в герметичных помещениях. Такая технология в настоящее время имеется на комбинате «Маяк» для изготовления малого количества МОХ-топлива. Для промышленного использования МОХ-топлива из оружейного плутония по трехстороннему российско-германско-французскому проекту предполагается сооружение на комбинате «Маяк» так называемой пилотной установки, способной производить МОХ-топливо как для реакторов БН, так и ВВЭР, производительностью около 1300 кг в год. Такая установка может дать опыт промышленного производства МОХ-топлива.

Сооружение и эксплуатация этой установки потребует значительных денежных средств. Расчетное время сжигания 50 т плутония в течение 40 лет невозможно обеспечить при эксплуатации только этой установки.

Этот факт говорит о необходимости сооружения установок по производству МОХ-топлива общей мощностью, составляющей несколько тонн плутония в год. Около 20 лет назад сооружение такой крупной установки (цех «300») было начато на комбинате «Маяк», но затем остановлено из-за недостатка средств и неясности перспектив развития ядерной энергетики на основе быстрых реакторов.

Говоря об использовании оружейного плутония в виде МОХ-топлива, следует упомянуть о технологических проблемах, которые возникают при переработке материала ядерных боеголовок в материал, пригодный для изготовления МОХ-топлива. В ядерных частях боеголовок плутоний содержится в металлической фазе, часто со значительным и сложным легированием материалами, присутствие которых в ядерном топливе допускается на уровне нескольких миллионных частей. Таким образом, встают две технически очень сложные (учитывая радиационную и ядерную опасность плутония) задачи – очистка плутония от легирующих примесей и перевод металла в приемлемую форму диоксида.

Одним из основных легирующих элементов, который добавляется в плутоний для получения приемлемых пластических свойств, является галлий. По предварительным данным считается допустимым (этот вопрос сейчас интенсивно изучается) наличие в оксиде плутония галлия в количестве 10^{-6} %, что требует организации сложного химического передела по очистке плутония. Другие легирующие добавки в МОХ-топливе также могут оказать вредное влияние на стойкость циркониевых оболочек из-за сложных процессов внутренней коррозии при работе топлива в реакторе. Небольшие примеси легирующих добавок могут затруднить получение диоксида в виде порошка, однородного по структуре и нужного размера для фабрикации топлива. Все эти вопросы в настоящее время подробно изучаются соответствующими лабораториями в России и США.

Таким образом, энергетическое использование высвобождаемого оружейного плутония предполагает решение нескольких задач:

- создание производства ядерного топлива на основе оружейного плутония;
- модернизацию российских АЭС для использования в них МОХ-топлива;

- последующее контролируемое хранение облученного в реакторах МОХ-топлива, содержащего значительное остаточное количество плутония, утратившего после облучения оружейное качество.

В ходе встречи на высшем уровне, состоявшейся в Кельне в 1999 г., «восьмерка» предложила поддержать проекты по скорейшему осуществлению крупномасштабных программ утилизации оружейных материалов. Была признана необходимость международного подхода к финансированию с привлечением как государственных, так и частных средств.

3.3.3. Иммобилизация

В России имеется промышленный опыт варки фосфатных стекол для размещения в них продуктов деления, освобождаемых при растворении облученного топлива. Такие промышленные печи для остекловывания радиоактивных отходов работают в России на комбинате «Маяк» на заводе РТ-1. Опыты по включению небольших количеств плутония в стекло при его варке не дали результатов, которые оценивались бы как хорошие. Выяснилось, что при остывании стекла в контейнере после его разливки в течение 8 – 10 ч плутоний, в основном под действием силы тяжести, концентрируется в самых нижних слоях стекла.

Это означает высокую концентрацию радиационного воздействия на стекло под действием мощного α -излучения плутония, в результате которого провоцируется потеря стеклом аморфной структуры и переход к более устойчивой кристаллической структуре в стекле («расстекловывание»). Кроме того, после превращения α -частиц в ядра гелия в структуре сваренной стекломассы образуются газовые пузырьки, которые также вызывают процесс ускоренного старения стекла. По этим причинам имеющийся в настоящее время в России опыт иммобилизации плутония путем помещения в фосфатное стекло нельзя признать удовлетворительным.

Гомогенное связывание в керамике

Следует отметить, что процесс остекловывания в США основан на производстве не фосфатного, а принятого также во Франции и Великобритании боросиликатного стекла. Это стекло имеет лучшие характеристики, чем фосфатное (выше температура плавления, ниже выщелачиваемость элементов с поверхности, выше прочность и однородность рас-

пределения примесей), и в экспериментах на этом стекле не наблюдалось заметного оседания плутония в нижнюю часть отливки в процессе ее остывания. Это, однако, не главное. В США изучается и доведен до уровня промышленных экспериментов процесс получения синтетических камней (так называемых «синроков») с включением в структуру этих камней как оружейного плутония, так и сильных поглотителей нейтронов («отравителей»).

Основы теории и техники синроков были развиты около 20 лет назад учеными Австралии, и сейчас применительно к оружейному плутонию изучаются и разрабатываются учеными Национальной лаборатории им. Лоуренса в Ливерморе (штат Калифорния) – LLNL. Ранее эта лаборатория специализировалась на конструировании ядерных боеприпасов. Основой предлагаемых синроков является природный минерал пироксид вида $\text{Ca}(\text{U,Th})\text{Ti}_2\text{O}_7$, где природный уран или торий может быть заменен на четырехвалентный плутоний. Предлагаемый вид синрока получается тщательным смешиванием следующих оксидов: CaO , TiO_2 , HfO_2 , Gd_2O_3 , UO_2 , PuO_2 , причем размеры частиц PuO_2 , и UO_2 или U_3O_8 должны быть ≤ 20 нм. Оксиды смешиваются в определенной пропорции и после прессования под давлением 2 – 3 кПа подвергаются прокаливанию при температуре 1350 °С в течение четырех часов в атмосфере аргона.

Как видно, начальными продуктами для образования синроков служат оксиды, как правило, уже достаточно устойчивые химические образования. Тем не менее в результате прокаливания получается вещество с плотностью $\sim 5,5$ г/см³ (теоретическая плотность $\sim 6,0$ г/см³) и очень устойчивой структурой, на которую слабое воздействие оказывает не только вода, но и кислоты.

Это вещество и эти технологические процессы рассматриваются в США как перспективные при иммобилизации плутония. Как видно из перечня исходных оксидов, в составе камня органически и плотно связаны такие элементы, как гафний и гадолиний, которые являются превосходными поглотителями нейтронов. В целом, синроки этого типа с большим запасом отвечают «стандарту отработанного топлива». Возможно, что успех этой технологии приведет к тому, что все технические подробности и часть оборудования будут переданы России безвозмездно. Эксперименты показали, что для синтеза синроков достаточна степень

очистки с примесями на уровне 4 – 5 порядков ниже, чем степень очистки оксида плутония для изготовления топлива.

Гомогенная витрификация (остекловывание)

При этом варианте плутоний смешивается с порошкообразным стеклом и радиоактивными продуктами деления и помещается в плавильный котел. Расплавленное высокоактивное стекло, содержащее плутоний, разливается в двухтонные контейнеры и застывает. Получившиеся в результате стеклянные цилиндры могут надежно храниться в течение нескольких десятилетий до решения вопроса о геологическом захоронении. Рассматриваемый вариант удаления плутония соответствует стандарту отработанного топлива, хотя витрификации подвергается плутоний оружейного качества. Решение об утилизации плутония с помощью этого метода откладывается по ряду причин. Технология витрификации не прошла крупномасштабную апробацию, и поэтому не все технические проблемы до конца ясны. Кроме того, подобно производству МОХ-топлива, этап связывания плутония посредством витрификации представляет особую опасность с точки зрения распространения, поскольку в работах будут задействованы большие массы плутония. Существующие на сегодняшний день плавильные установки для высокоактивных отходов не приспособлены для работы с плутонием, что, в свою очередь, требует либо строительства новой плавильной установки, либо использования дополнительной вспомогательной установки на объектах, где обрабатываются ядерные отходы.

Контейнерный вариант

Эта альтернатива предусматривает образование радиационного поля за счет оболочки из высокорadioактивных стекловидных отходов вокруг канистры, содержащей небольшие стеклянные или керамические контейнеры с плутонием, без прямого добавления радиоактивных отходов в плутоний. В США ведутся разработки, которые должны почти полностью исключить возможность извлечения плутония из канистр. Реализация этого варианта может основываться на имеющихся вспомогательных мощностях по связыванию плутония и на имеющемся участке остекловывания в Саванна-Ривер или же на других объектах, имеющих дело со стекловидными отходами. В связи с тем, что в США имеется производственная база для реализации этого варианта, он мог бы быть претворен в жизнь скорее, чем гомогенное связывание.

Прямое глубинное захоронение

Захоронение плутония в буровых скважинах глубиной 2 – 4 км затруднит его выход в доступную окружающую среду, а также извлечение его кем-либо без санкции государства, на территории которого находится скважина. При прямом глубинном захоронении различные формы избыточного плутония, преобразованные в оксиды, помещаются в опечатанные контейнеры примерно по 4,5 кг в каждом, снабжаются бирками с информацией об их содержании, транспортируются к буровой скважине в канистрах и опускаются на захоронение. После захоронения канистр буровые скважины засыпаются. Таким образом, предотвращение повторного использования плутония в ядерном оружии обусловлено самим местом захоронения. Однако существует возможность извлечения плутония государством, на территории которого пробурена скважина. Для этого имеется технология, давно продемонстрированная в горной и нефтяной промышленности. К положительным моментам, по сравнению с другими альтернативами, можно отнести то, что в этом процессе в меньшей степени задействованы большие массы плутония, а технология учета и контроля ядерных материалов является наиболее отработанной.

Глубинное захоронение связанного плутония

При этом виде захоронения плутоний должен быть иммобилизован в керамических таблетках. Процесс производства этих таблеток аналогичен процессу производства МОХ-топлива, с той только разницей, что в первом случае не требуется в той же мере соблюдения стандартов качества. Для обеспечения долговременной защиты от самопроизвольной цепной реакции принято ограничивать содержание плутония в таблетках (до 1 % по весу). Более того, при захоронении добавляется равное количество таблеток, не содержащих плутоний вообще, причем все таблетки замешиваются в глиняный раствор. Этот раствор загружается в скважину без каких-либо контейнеров, после чего скважина засыпается.

3.3.4. Временное хранение избыточных оружейных делящихся материалов

Разборка большого количества ядерных боеприпасов создает очень сложную обстановку на заводах, где выполняется эта работа – на комбинате «Маяк» (г. Озерск) и на Сибирском химическом комбинате (г. Се-

верск). Все производственные технологические хранилища переполнены. Для снижения этих трудностей и решения вопроса о технически и политически обоснованном хранении ядерных материалов, извлекаемых из ядерных боеприпасов, в 1994 – 1995 гг. были приняты решения о строительстве на территории комбината «Маяк» большого современного хранилища для ядерных оружейных материалов. В строительстве хранилища, в котором можно будет разместить 400 т оружейных ЯМ, а также в изготовлении контейнеров для хранения ядерных материалов, США оказывают существенную материальную помощь. Денежные средства выделяются Конгрессом США в соответствии с программой Нанна -Лугара.

Для хранения ядерных компонентов боезарядов в Российском ядерном центре ВНИИЭФ (г. Саров) разработан контейнер АТ-400. Этот контейнер предназначен не только для длительного хранения ядерных компонентов, в том числе и металлического плутония, но также допускает их транспортирование в составе соответствующего транспортно-упаковочного комплекта. Конструкция этого контейнера согласована с Лос-Аламосской национальной лабораторией США, которая отвечает за разработку американского ядерного оружия.

Согласованная конструкция контейнера, а большинство этих контейнеров должны быть изготовлены в США, получила индекс АТ-400R. Контейнер представляет собой цилиндр наружным диаметром и высотой ~ 0,5 м, изготовленный из нержавеющей стали толщиной 1,5 мм. Внутри этого цилиндра с небольшим зазором вложен внутренний цилиндр. В пространстве между цилиндрами предусмотрено размещение тепловой изоляции для повышения уровня огнестойкости при пожаре и набор поглотителей нейтронов. Имеется система заполнения цилиндров нейтральным газом и система контроля неплотностей. Обе крышки (после размещения во внутреннем цилиндре ядерных материалов в специальной упаковке и заполнения пространства между цилиндрами инертным газом) должны завариваться по определенной технологии, обеспечивающей высокую степень герметичности.

В каждый контейнер может быть загружено следующее количество ядерных оружейных материалов:

- плутоний в α -фазе – не более 4 кг;
- плутоний в β -фазе – не более 5,6 кг;

- ^{235}U 90 % обогащения – не более 16 кг.

Простое сравнение этих цифр показывает, что даже с точки зрения использования объема хранения, плутоний представляет гораздо большие трудности, чем уран. К настоящему времени для хранилища ядерных материалов на комбинате «Маяк» уже изготовлено более 20000 контейнеров.

Хранилище избыточных оружейных материалов

Сооружаемые хранилища, предназначенные для долговременного хранения ядерных материалов, должны обеспечивать:

- ядерную и радиационную безопасность при доставке плутония в хранилище и хранении с учетом возможных внешних воздействий и различных случайных событий, т.е. должны предотвращать случаи радиоактивных выбросов или глобального поражения населения и природной среды в окружении хранилища;

- возможность надежной физической защиты от посягательств со стороны террористов и невозможность неконтролируемого перемещения делящихся материалов с целью их повторного необъявленного использования для изготовления новых компонентов оружия или использования в имеющихся системах оружия.

В России на основании опыта хранения остеклованных высокоактивных отходов на предприятии «Маяк» была разработана концепция, а затем и конструкция самого хранилища. Выбран вариант хранения контейнеров – в вертикальных пеналах по четыре штуки в каждом пенале, по два пенала (один над другим) в ячейках бетонного массива. Охлаждение контейнеров – воздушное, принудительное. Воздух подается в четыре охлаждающих канала диаметром 108 мм, параллельно каждой ячейке хранения. Хранилище представляет собой целый комплекс помещений, включая вспомогательные помещения, предназначенные для осуществления нормальной работы в штатном режиме эксплуатации, а также работ, возникающих при обнаружении негерметичности контейнеров. В этом случае требуется перегрузка ядерного материала в новые контейнеры с минимизацией и ликвидацией возможного радиоактивного загрязнения и удаления образовавшихся радиоактивных отходов.

Хранилище состоит из двух параллельных секций, разделенных земляным барьером с железобетонным усилением. Каждая секция имеет не-

зависимое оборудование для загрузки-выгрузки контейнеров. Здания секций имеют три уровня: на первом находится машинный зал с оборудованием подвоза и загрузки-выгрузки контейнеров, ниже идет железобетонная секция для размещения контейнеров с делящимся материалом и внизу – секция коммуникаций и подачи охлаждающего воздуха. Каждая железобетонная секция для размещения контейнеров разделена для компенсации температурных расширений на шесть частей, каждая из которых имеет 528 ячеек (22×24 ряда). Здание рассчитано на то, чтобы выдержать землетрясение силою в восемь баллов, воздействие внешнего пожара, падение самолета, ударной волны с давлением во фронте в 10 кПа. Хранилище должно также выдерживать взрывы обычных (неядерных) артиллерийских снарядов.

Продолжительность хранения по проекту составляет 100 лет; предполагается, что за это время избыточный оружейный плутоний будет использован для нужд энергетики. Тепловыделение в плутонии принято равным 2,5 Вт/кг, что означает мощность тепловыделения около 113 кВт на каждую из двух очередей хранилища. Каждая очередь должна содержать около 25000 контейнеров с делящимся материалом: с плутонием – 8333 контейнера и с высокообогащенным ураном – 16667 контейнеров. Хранение урана не требует охлаждения и защиты от излучения. Уран размещается в тех же ячейках, что и плутоний, но в верхних ярусах хранилища. Предусмотрены два независимых вентиляционных центра для подачи охлаждающего воздуха в хранилище, каждый из них имеет резервные дизель-генераторы на случай потери внешнего электроснабжения. Однако конструкция хранилища такова, что допускает перерыв в работе вентиляторов в один месяц без опасного перегрева контейнеров с плутонием.

Хранилище имеет системы индикации радиоактивности в каждой ячейке для своевременного обнаружения негерметичных контейнеров и помещения для перекладки изделий из плутония в исправный контейнер и локализации радиоактивных отходов, которые образуются при этих операциях. Все операции в хранилище так же, как и фактическое расположение ядерного материала, контролируются с защищенного пульта управления. Стоимость хранения плутония оценивается в настоящее время так: 2 доллара США на 1 грамм плутония в год.

3.4. Повышение внутренней защищенности необлученного уранового топлива с помощью денатурации урана изотопом ^{232}U

Как известно, для урана одним из важных показателей внутренней защищенности является его невысокое обогащение. Тем не менее, хотя низкообогащенный уран (НОУ) и не причисляют к классу ядерных материалов (ЯМ) прямого использования, но с прогрессом применения технологий обогащения растет потенциальная угроза переключения НОУ при последующем его дообогащении. Ввиду широкого использования НОУ можно считать, что в случае доступа к нему потенциальный нарушитель (субнациональная террористическая группа) предпримет усилия чтобы сначала до-обогатить уран до оружейного качества ($\geq 90\% \text{ } ^{235}\text{U}$), а потом создать ЯВУ.

Отмеченные обстоятельства говорят о том, что наряду со снижением обогащения урана до 20 % (программа «Reduced Enrichment for Research and Test Reactors» является успешным примером такой деятельности) нужны также и другие меры по повышению самозащищенности НОУ от угрозы несанкционированного до-обогащения.

3.4.1. Привлекательность НОУ по отношению к несанкционированному дообогащению

Привлекательность урансодержащих ЯМ можно оценивать по усилиям, требуемым для их перевода в класс оружейных ЯМ. Эти усилия определяются масштабом выполненной разделительной работы, суммарным потоком UF_6 в каскаде (а при известной пропускной способности – требуемым числом центрифуг) и количеством потребляемого сырьевого материала. Отмеченные величины легко оцениваются из известных балансных соотношений для потоков материала в идеальном каскаде.

При увеличении обогащения поступающего в каскад сырьевого материала от 0.7 % до 20 % наблюдается сокращение объема разделительных работ в 9÷12 раз, а питания каскада - в 40÷90 раз (в зависимости от содержания ^{235}U в отвале X_w : 0.2 %÷0.5 %).

Даже если ориентироваться на коммерческие центрифуги первого поколения (с пропускной способностью $p_0 = 100 \text{ мг UF}_6/\text{с}$) и принять коэффициент разделения на ступени каскада $\beta = 1.15$, то использование 20 %-

го урана в качестве питания позволяет накапливать одно значимое количество (SQ) 90 %-го урана в месяц, обходясь при этом каскадом в 250-350 центрифуг (при $X_w \in 0.2 \% \div 0.5 \%$).

Таким образом, учитывая рост масштабов использования НОУ, в том числе, урана с обогащением в области верхней границы НОУ ($\sim 20 \% {}^{235}\text{U}$), можно констатировать повышенную уязвимость НОУ и, особенно, 20%-го урана к несанкционированному дообогащению. В связи с последним обстоятельством потребуются дополнительные меры по защите НОУ от угрозы несанкционированного дообогащения.

3.4.2. Изотопная денатурация урана как путь создания внутреннего источника α - частиц

Термин «изотопная денатурация» обычно используется для обозначения любых искусственных изменений в природном изотопном составе химического элемента с целью придать ему некоторые новые желательные свойства. Ниже анализируются эффекты, вызываемые малыми добавками ${}^{232}\text{U}$, на уровень α -фона в НОУ при его хранении и дообогащении.

Эффекты от введения ${}^{232}\text{U}$ в НОУ вызываются следующими специфическими свойствами ${}^{232}\text{U}$ (табл. 3.3):

- a) при добавлении в топливную композицию ${}^{232}\text{U}$ вносит положительный вклад в нейтронный баланс активной зоны;
- b) ${}^{232}\text{U}$ невозможно удалить из денатурированного урана без применения технологий изотопного разделения;
- c) ${}^{232}\text{U}$ является источником нейтронов спонтанного деления и источником α -частиц высокой энергии (табл. 3.3). Эти α -частицы способны инициировать (α, n)- реакции на примесях легких элементов (ЛЭ) и, таким образом, интенсифицировать генерацию нейтронов;
- d) продукты распада ${}^{232}\text{U}$ (${}^{208}\text{Tl}$, ${}^{212}\text{Bi}$) испускают высокоэнергичное гамма-излучение (2.6 МэВ и 1.8 МэВ, соответственно) что повышает детектируемость ${}^{232}\text{U}$ -содержащих ядерных материалов и усложняет радиационные условия, особенно для любых нелегальных действий;
- e) α -частицы, испускаемые ${}^{232}\text{U}$, способны разрушать молекулы гексафторида урана и, таким образом, могут сделать практически невозможным дообогащение денатурированного урана до оружейного уровня.

Таблица 3.3

Основные ядерные свойства изотопов урана

| Изотоп | ²³² U | ²³⁴ U | ²³⁵ U | ²³⁸ U |
|---|--------------------|-----------------------|-----------------------|-----------------------|
| Период полураспада, годы | 71.7 | 2.45×10^5 | 7.04×10^8 | 4.47×10^9 |
| Удельный выход α -частиц, 1/(г·с) | 8×10^{11} | 2.3×10^8 | 7.9×10^4 | 1.2×10^4 |
| Средняя энергия α -частиц, МэВ | 5.3 | 4.76 | 4.4 | 4.19 |
| Удельный выход нейтронов спонтанного деления, 1/(г · с) | 1.3 | 5.02×10^{-3} | 2.99×10^{-4} | 1.36×10^{-2} |
| Сечение деления ($E_n=0.0253$ эВ), барны | 77.15 | 0.465 | 583.2 | 1.2×10^{-5} |

При добавлении лишь 10 ppm ²³²U в 20 %-уран, этот изотоп становится основным α -источником. Этот эффект играет решающую роль в создании внутреннего барьера против несанкционированного дообогащения, так как будучи легче чем ²³⁵U на 3 атомные единицы, содержание ²³²U возрастает в процессе обогащения и α -радиация соответственно интенсифицируется. Например, если 20 %-й уран содержит 0.001 %±0.1 % ²³²U, то, после дообогащения, α -активность продукта возрастает на два порядка величины. Накопление α -активных дочерних продуктов от распада ²³²U (табл. 3.4) приводит к дальнейшей интенсификации α -источника в дообогащенном уране.

Таблица 3.4

Продукты распада ²³²U, эмиттеры α -частиц

| Продукты распада ²³² U | ²²⁸ Th | ²²⁴ Ra | ²²⁰ Rn | ²¹⁶ Po | ²¹² Bi | ²¹² Po |
|---|------------------------------|-----------------------------|-------------------|-------------------|-----------------------------|----------------------|
| Период полураспада | 1.91 г | 3.62 сут | 55.6 с | 0.145 с | 1.01 ч | 3×10^{-7} с |
| Энергия α -частиц, МэВ (относительная интенсивность) | 5.42 (71.7%) 5.34 (27.6%) | 5.69 (94.9%) 5.45 (5.1%) | 6.29 (100%) | 6.78 (100%) | 6.09 (9.7%) 6.05 (25.2%) | 8.78 (100%) |

Дополнительно можно отметить, что при дообогащении ²³²U замещает ²³⁵U в изотопной композиции урана и ограничивает его максимальное содержание в продукте.

3.4.3. Оценка изменения нейтронного фона при дообогащении денатурированного урана, а также энергетического выхода цепной реакции деления

Аналитическая модель была использована для определения выхода нейтронов от (α , n)-реакций на примесях ЛЭ в многокомпонентной среде. Эта модель учитывает зависимость (α , n)-сечений и массовой тормозной способности среды от энергии α -частицы [3].

Данная математическая модель использовалась для оценки изменения нейтронного фона в процессе дообогащения 20 %-го урана. Данные по содержанию примесей ЛЭ в металлическом уране брались из публикаций Новосибирского завода химконцентратов (Россия) и Ульбинского металлургического комбината (Казахстан). Сечения (α ,n)-реакций брались из файлов экспериментальных и оцененных данных JENDL и EXFOR. Заменяющая способность для урана и его химических соединений определялась с помощью программного кода SRIM.

Если 20 %-й уран получен из природного урана, не содержащего ^{232}U , то при его обогащении до оружейного уровня основной вклад в генерацию нейтронов в (α , n)-реакциях с ЛЭ дает ^{234}U (рис. 3.1). Однако скорость этой генерации примерно на порядок меньше скорости генерации нейтронов спонтанного деления ^{238}U ($1,36 \times 10^{-2}$ н/г·с). Этого явно недостаточно для самозащитенности урана.

Если 20%-уран получен из регенерированного урана легководных реакторов, который уже содержал следы ^{232}U , то при его обогащении до оружейного уровня темп генерации нейтронов в (α , n)-реакциях с ЛЭ возрастает до $3,5 \times 10^{-3}$ н/г·с. И снова основную роль играет ^{234}U при пренебрежимо малом вкладе от ^{232}U и ^{236}U .

Если же некоторое количество ^{232}U вводится в состав 20 %-го урана, полученного из природного или регенерированного, то при его обогащении до оружейного уровня ситуация кардинально меняется. Дело в том, что ^{232}U является рекордсменом среди изотопов урана и плутония по α -активности и (α ,n)-реакция начинает играть значительную роль в формировании нейтронного фона. Как видно из рис. 3.1, добавление даже 0.001% ^{232}U в топливо приводит, при попытках до-обогащения, к повышению нейтронного фона материала на два порядка. При наличии в 20 %-ом уране 0,1 % ^{232}U его дообогащение приведет к повышению фона по сравнению с фоном нейтронов спонтанного деления ^{238}U в 590 раз. При хранении такого ЯМ нейтронный фон будет возрастать за счет продуктов распада ^{232}U и через год увеличится приблизительно в три раза.

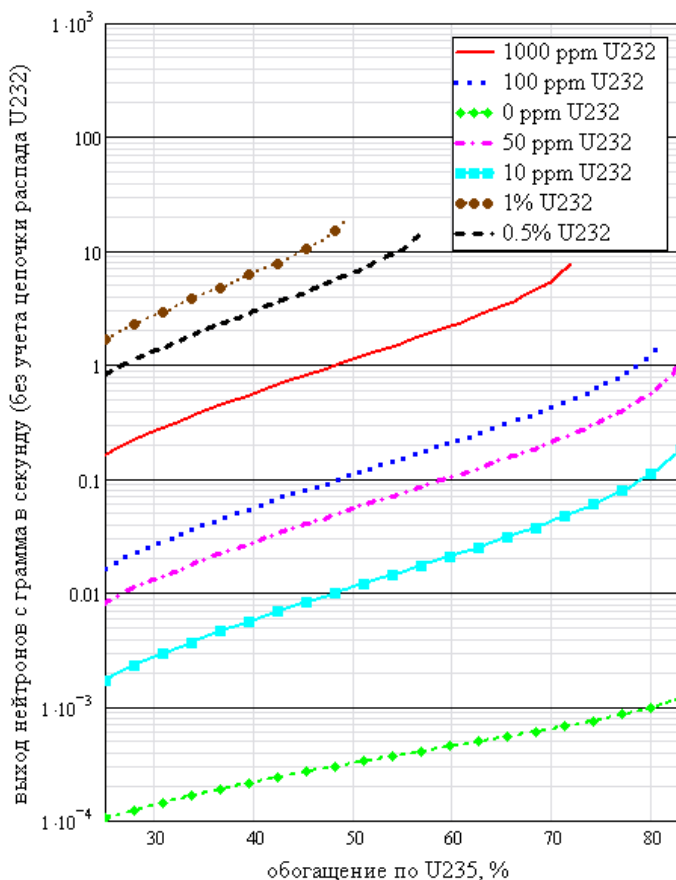


Рис. 3.1. Изменение выхода (Υ) нейтронов за счет (α, n)-реакций при дообогащении 20 %-го урана с различным исходным содержанием ^{232}U (данные без учета цепочки распада ^{232}U)

Угроза несанкционированного использования урансодержащих ЯМ определяется возможностью инициации в них самоподдерживающейся цепной реакции деления (ЦРД) с выделением большого количества энергии. Влияние на энергетический выход ЦРД изменения нейтронного фона при дообогащении денатурированного 20 %-го урана оценивалось с использованием математической модели Mark-Hippel-Lyman [4].

Энергетический выход ЦРД определялся для сферической критической массы урана, окруженной отражателем из карбида вольфрама (10 см).

Если 20 %-й уран содержит свыше 50 ppm-w ^{232}U , то даже при скорости сбора $V = 1000$ м/с с вероятностью ~ 0.99 будет иметь место преждевременный запуск ЦРД. Основные параметры развития ЦРД в дообогащенном уране и ее энергетический выход приведены в табл. 3.5 для различных значений содержания ^{232}U (> 50 ppm-w) в 20 %-ом уране и скорости сбора надкритичности.

Таблица 3.5

Основные параметры развития ЦРД в дообогащенном уране

| | | | | |
|---|------------------------------------|--------|--------|--------|
| Содержание ^{232}U в 20-ом уране, % т.а. | | 0.1 % | 0.5 % | 1 % |
| Содержание ^{235}U в дообогащенном уране, % т.а. | | 72.3 % | 57.4 % | 49.6 % |
| Содержание ^{232}U в дообогащенном уране, % | | 11 % | 16 % | 19.7 % |
| $N, \times 10^6$ н/с ^{*)} | | 0.892 | 1.85 | 3.01 |
| $V = 300$ м/с | $Y/Y_{\text{ном}}, \times 10^{-3}$ | 1.82 | 1.0 | 0.75 |
| $V = 600$ м/с | $Y/Y_{\text{ном}}, \times 10^{-3}$ | 5.18 | 2.8 | 2.1 |
| $V = 1000$ м/с | $Y/Y_{\text{ном}}, \times 10^{-3}$ | 11.1 | 6.03 | 4.57 |

*) Цепочка распада ^{232}U во внимание не принималась.

Возрастание нейтронного фона при дообогащении 20 %-го урана, содержащего 0.1÷0.2 % ^{232}U , снижает энергетический выход ЦРД в уране ($^{235}\text{U} + ^{238}\text{U}$) примерно в 1000 раз. В случае дальнейшей полугодовой выдержки материала его потенциальный энерговыход понизится еще более, становясь сравнимым с Fizzle Yield (энерговыход при инициации ЦРД сразу вслед за достижением системой критического состояния).

Таким образом, можно заключить, что рост нейтронного фона при дообогащении 20 %-го урана, содержащего 0.1÷0.5 % ^{232}U , может привести к снижению энергетического выхода ЦРД до трех порядков по величине. По существу, ядерное взрывное устройство из такого дообогащенного урана превращается лишь в «грязную» бомбу.

Следует отметить, однако, что повышение самозащищенности путем добавления изотопа ^{232}U потребует принятия дополнительных мер по

обеспечению радиационной безопасности персонала при изготовлении, хранении и перевозках топлива с денатурированным ураном.

3.5. Стандарт защищенности отработанного ядерного топлива

Не обладая значительными внутренними свойствами защищенности необлученные ядерные материалы являются потенциальными объектами повышенного риска переключения для их немирного использования. Поэтому, придание ядерным материалам внутренних защитных свойств является актуальной задачей, решение которой обеспечит более уверенное развитие ядерной энергетики.

Известно, что в ядерной энергетике нуждаются многие развивающиеся страны. Защита ядерных материалов при их передаче в развивающиеся страны является серьезной проблемой, особенно в страны, вызывающие опасения в отношении нераспространения. В связи с этим относительно передаваемых ЯМ приветствуется наличие внутренних защитных барьеров, которые должны существенно затруднить выделение из топлива делящихся материалов.

Стандарт внутренней защищенности делящихся материалов

Для оценки внутренней защищенности используется идеология стандарта отработанного топлива, разработанная Национальной Академией наук США применительно к утилизации оружейного плутония (SFS-стандарт). Согласно этой идеологии делящиеся материалы должны иметь такую внутреннюю защищенность, чтобы не повышать заметно риск переключения делящихся материалов, связанный с имеющимся отработанным ядерным топливом (ОЯТ). Таким образом, средний уровень радиационного барьера у облученных ТВС энергетических реакторов будет определять степень радиационной защищенности делящихся материалов.

Средний уровень радиационного барьера накопленных ТВС с ОЯТ зависит от характера функционирования и развития ядерной энергетики. Рассмотрены примеры сценариев развития системы легководных реакторов (ЛВР) типа ВВЭР-440 и ВВЭР-1000:

- а) Развивающаяся система: Система ЛВР функционирует и пополняется в соответствии со стратегией роста установленной мощности АЭС на 22 ГВт к 2020 г. (кривая D на рис. 3.2);
- б) Развивающаяся система: Сценарий (а) дополняется условием переработки ОЯТ реакторов ВВЭР-440 (кривая D+R);
- с) Консервативная система: Функционирование неизменной системы ЛВР, построенных до 1980 г. (кривая S-44);
- д) Гипотетический вариант свертывания системы. Сценарий (с) дополняется условием прекращения функционирования системы ЛВР после 1980 г. (кривая SF-80).

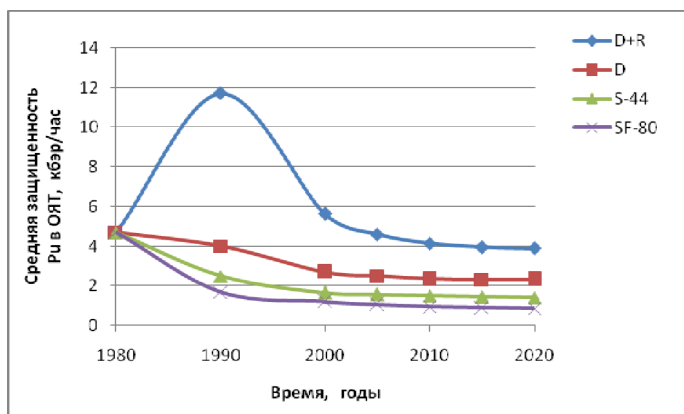


Рис. 3.2. Средний уровень защищенности ОЯТ системы ЛВР при различных вариантах ее развития

На этом рисунке для рассмотренных сценариев работы системы ЛВР имеем в районе точки бифуркации значительный разброс среднего уровня защищенности ОЯТ, что является следствием значительных изменений в системе ЛВР и переработки ОЯТ. Например, в случае переработки ОЯТ ВВЭР-440 в масштабах работы завода РТ-1 (~ 135 тонн т.м. в год, сценарий (б)) наблюдается более чем 2-х кратное повышение уровня защищенности за первые 10 лет. После 2000 г. наблюдается выход в диапазон установившихся значений средней защищенности плутония в ОЯТ.

Характер развития системы ЛВР определяет также спектр защищенности плутония, т.е. зависимость его количества от уровня радиационного барьера (см. рис. 3.3).

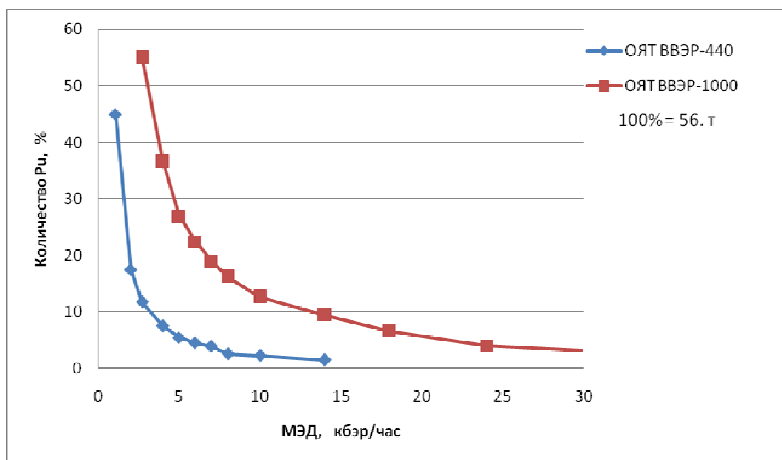


Рис. 3.3. Защищенность плутония в ОЯТ реакторов ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 на 2005 г. для сценариев (а) и (б)

Согласно выводам Национальной Академии наук США применительно к концепции утилизации оружейного плутония в США средняя защищенность плутония в составе ОЯТ ЛВР оценивается приблизительно $2 \div 2.5$ кбэр/час на расстоянии 30 см от ТВС. Если не рассматривать переработку, то оказывается, что лишь 28% плутония, находящегося в ОЯТ ВВЭР-440, защищено не ниже этой величины, в то время как осуществление переработки позволит удовлетворить этому критерию для всего ОЯТ.

Глава 4

МЕЖДУНАРОДНЫЕ ГАРАНТИИ НЕРАСПРОСТРАНЕНИЯ

4.1. Договор о нераспространении ядерного оружия

Первоначально идея заключения международного Договора о нераспространении ядерного оружия (ДНЯО) была сформулирована в так называемой Ирландской резолюции, принятой на Генеральной конференции ООН в 1961 г.

Интенсивные консультации и переговоры по проекту Договора начались в 1965 г., и к 1968 г. он был практически готов к подписанию.

Усилия ядерных держав по сдерживанию распространения ядерного оружия шли по разным направлениям. В частности, понимание вреда, наносимого проведением испытаний ядерного оружия, привело к заключению Договора о прекращении испытаний в трех средах.

Договор об испытаниях в трех средах (воздух, вода, земля) был подписан в Москве в 1963 г. Это послужило одним из положительных факторов в продвижении переговоров о ДНЯО.

Комитет восемнадцати в Женеве вел переговоры по подготовке текста ДНЯО.

Основные трудности были связаны со следующими вопросами:

- прямая или косвенная (через международные договоры – НАТО, Варшавский пакт) передача (распространение) ядерного оружия;
- контроль через МАГАТЭ выполнения условий договора.

Переговоры шли при постоянных консультациях сопредседателей Комитета (США и СССР).

Предложение СССР включало основной тезис «...закрыть любые лазейки для распространения ядерного оружия».

По оценке МИД СССР в 1966 г. производство ядерного оружия были способны начать такие страны как: Индия, Канада, Япония, Италия, Бельгия, Швеция, Нидерланды, Израиль, ЧССР и ФРГ.

Межведомственное согласование существовало в каждой стране.

Основной проблемой был контроль за использованием атомной энергии. Евратом был образован в 1957 г. (Римский договор – первоначально это были Бельгия, Италия, Люксембург, Нидерланды, ФРГ, Франция).

Первоначально СССР был настроен категорично против Евратома, считая его одной из лазеек для ФРГ получить доступ к ядерным технологиям и производству ядерного оружия. Хотя следует отметить, что основная идея создания Евратома была направлена на мирное использова-

ние атомной энергии под своим контролем (участников Организации). Именно это вызывало недовольство со стороны СССР. Американская сторона склонялась к тому, что гарантии на территории стран-участников Евратома должны осуществляться МАГАТЭ. «Самоконтроль» Евратома вызывал недовольство не только у СССР, но и ряда стран (Япония и др.).

XXII (возобновленная) Генеральная конференция ООН весной 1968 г. одобрила проект ДНЯО и открыла его для подписания.

Основные статьи Договора можно кратко сформулировать следующим образом:

Статья 1 – обязательства стран, обладающих ядерным оружием.

Статья 2 – обязательства стран, не обладающих ядерным оружием.

Статья 3 – гарантии, применение международного контроля за соблюдением условий Договора всеми участниками.

Статья 4 – о мирном использовании атомной энергии.

Статья 5 – о ядерных взрывах в мирных целях.

Статья 6 – о переговорах по ядерному разоружению.

Статья 7 – о безъядерных зонах.

Для целей Договора государством, обладающим ядерным оружием, определено государство, которое произвело и взорвало ядерное оружие до 1 января 1967 г. Это определение до сих пор остается одним из моментов, вызывающих дискуссии, особенно со стороны Индии и Пакистана, требующих признать себя ядерными державами и, соответственно, пересмотра Договора.

Договор был открыт для подписания 1 июля 1968 г. одновременно в Москве, Лондоне и Вашингтоне. В этот же день его подписали три правительства-депозитария и еще 60 государств. Однако стоит отметить, что ряд промышленно развитых стран (ФРГ, Италия, Япония, Швейцария и др.) присоединились к Договору спустя 5 – 7 лет. Индия, Пакистан и Израиль до настоящего времени не присоединились к Договору, хотя и вынуждены учитывать его и выполнять некоторые условия при получении материалов и оборудования от стран-участников Договора (гарантии по INFCIRC-66/Rev2.). Китай и Франция присоединились к Договору лишь в 1992 г.

Условием вступления Договора в силу являлось его подписание 43 странами, включая страны-депозитарии. Это случилось 5 марта 1970 г., когда ратификационные грамоты были депонированы СССР, США и Великобританией.

В 1971 г. Генеральная Ассамблея ООН просила МАГАТЭ включать в ежегодный доклад о своей деятельности информацию о применении гарантий в течение года. МАГАТЭ готовит и утверждает на своей гене-

ральной конференции в сентябре каждого года отчет о применении гарантий (Safeguards Implementation Report – SIR), который затем передается в ООН.

Оценивая значение Договора в целом, необходимо сказать, что он явился основой дальнейшего развития механизмов обеспечения безопасности стран, которые вынужденно отказались от обладания этим оружием. Отказ от обладания ЯО ставит страну в условия возможного давления или шантажа со стороны ядерной державы. Поскольку Договор, по сути, является соглашением между ядерными и неядерными державами, то он должен быть воплощением взаимной ответственности и обязательств тех и других держав. Таким образом, параллельно с подготовкой Договора велись дискуссии о том, чтобы ядерные державы каким-то образом предоставили гарантии неядерным против ядерного нападения. Были предложения (США в 1965 и СССР в 1966 г.) о внесении соответствующих статей о подобных гарантиях прямо в текст Договора, однако в окончательной редакции эта статья так и не была принята. Дело в основном завершилось декларациями СССР и США о том, что они уважают статус безъядерных зон (и государств, входящих в эти зоны) и обязуются не применять ядерное оружие против государств, на территории которых его нет. Данные попытки в конечном итоге были сформулированы в резолюции Совета Безопасности ООН № 255 (1968) (Гарантии безопасности неядерных государств).

Политический механизм нераспространения не ограничивается только собственно Договором. Механизм нераспространения постоянно развивается и дополняется другими договорами и соглашениями (сам Договор, Дополнительный протокол, МАГАТЭ и усиленные гарантии, Группа ядерных поставщиков, Комитет Цангера и контрольные списки, Вассенарские договоренности по ракетам, режим контроля за ракетными технологиями – РКТР, договор о запрещении ядерных испытаний, и др.) и вовлечением в него все более широкого круга государств. Тем не менее среди ряда государств (в том числе и членов Договора) остается мнение, что режим нераспространения имеет ряд недостатков, приводящих к его неустойчивости. Последние события, связанные с Ираном и поставками для него (легальными и особенно нелегальными) ядерных технологий, включая и чувствительные (например, обогащение урана), события, связанные с КНДР, Ливией, и неофициальная информация о других событиях с нелегальной торговлей ядерными материалами требуют глубокого анализа на предмет принятия мер по укреплению режима нераспространения. По мнению экспертов, занимающихся проблемой нераспространения, окончательное решение этой проблемы вряд ли возможно в обо-

зримом будущем. Основные усилия международного сообщества в данной проблеме, очевидно, должны быть направлены на то, чтобы общими усилиями не допустить бесконтрольного распространения ядерных технологий, которые могут быть использованы во вред человечеству.

4.2. Международные гарантии. Деятельность МАГАТЭ

4.2.1. Цели деятельности МАГАТЭ

Главным международным органом, осуществляющим контрольные функции относительно выполнения условий ДНЯО и, следовательно, исключительно мирного использования ЯМ является Международное агентство по атомной энергии (МАГАТЭ).

Цели Агентства определены в его Уставе:

- Агентство стремится к достижению более скорого и широкого использования атомной энергии для поддержания мира, здоровья и благосостояния во всем мире;
- Агентство обязано содействовать исследованиям и разработкам в области использования ядерной энергии в мирных целях, а также обеспечивать материалы, услуги, оборудование и технические средства для этой цели;
- МАГАТЭ должно устанавливать и применять нормы безопасности в связи с использованием ядерной энергии и излучений;
- Кроме того, Агентство уполномочено устанавливать и проводить в жизнь гарантии, имеющие своей целью обеспечить, чтобы ядерные материалы не были использованы в военных целях.

4.2.2. Международно-правовая основа развития и применения гарантий МАГАТЭ

Гарантии МАГАТЭ – система технических мер, применение которых осуществляет МАГАТЭ согласно его Уставу и ДНЯО в целях нераспространения ядерного оружия.

а) Устав МАГАТЭ. В течение первого периода деятельности МАГАТЭ основные требования и условия применения гарантий определялись статьей III.A.5 Устава МАГАТЭ. Эти требования можно охарактеризовать как минимальные: от государства требовался минимум уси-

лий — обеспечить доступ к ядерным материалам на отдельных установках, выбранных для контроля по согласованию сторон.

б) На основе положений Устава МАГАТЭ в 1961 г. была разработана первоначальная система гарантий МАГАТЭ, изложенная в документе INFCIRC/26. На этом этапе контрольные процедуры Агентства применялись к небольшим исследовательским реакторам и лабораторным установкам.

в) По мере роста масштабов ядерной деятельности в странах потребовалось расширить и улучшить первоначальную систему гарантий. В 1965 г. система гарантий была пересмотрена и расширена в отношении ядерных реакторов, заводов по переработке облученного топлива, а также в отношении ЯМ, находящихся на заводах по обработке и изготовлению ТВС. Данная система INFCIRC/66, дополненная в 1966 и 1968 гг., применяется до настоящего времени в качестве основы для заключения соглашений о гарантиях с государствами, не обладающими ядерным оружием и не являющимися участниками ДНЯО. Следует отметить, что как и все более ранние системы гарантий INFCIRC/66 была ориентирована на контроль отдельных установок в государстве (пример — соглашение МАГАТЭ с Израилем).

г) Вступление в силу Договора о нераспространении ядерного оружия в 1970 г. значительно повысило роль МАГАТЭ в укреплении режима нераспространения ядерного оружия. Очень важным обстоятельством является то, что статья III.1 Договора требует принятия гарантий ко всей мирной деятельности государств, являющихся членами Договора. Таким образом, в отличие от гарантий в связи с Уставом Агентства, которые применяются к определенным объектам, гарантии в связи с Договором являются полномасштабными и ориентированными на весь ядерный топливный цикл государств. Данная система, нашедшая свое отражение в документе МАГАТЭ INFCIRC/153, была создана в 1971 г. и продолжает успешно функционировать по настоящее время.

д) Система гарантий INFCIRC/153. В своей контрольной деятельности Международное Агентство использует разработанную систему мер, называемых гарантиями МАГАТЭ и изложенную в документе INFCIRC/153. Эта система мер во многом опирается на национальные системы гарантий нераспространения и позволяет осуществлять контроль всех ЯМ в государствах, подписавших ДНЯО.

Документ INFCIRC/153 гласит, что основное обязательство, принимаемое государством в рамках соглашения о гарантиях, заключенных в связи с Договором о нераспространении, состоит в том, чтобы принять, в соответствии с положениями соглашения, гарантии по всему исходному или специальному расщепляющемуся материалу во всей мирной ядерной деятельности в пределах его территории, исключительно с целью проверки того, чтобы такой материал не переключался на оружие или другие ядерные взрывные устройства.

Термин «исходный ядерный материал» подразумевает уран (природный или обедненный), торий в форме металла, сплава, химического соединения или концентрата (не руда).

Термин «специальный расщепляющийся материал» означает плутоний-239; уран-233; уран, обогащенный изотопами 235 или 233; любой материал, содержащий одно или несколько из выше указанных веществ.

Система INFCIRC/153 требует чтобы государство представляло информацию Агентству. Более конкретно она требует, чтобы:

- государство представляло МАГАТЭ информацию о конструктивных особенностях установки и другую информацию, связанную с гарантиями;
- государство вело учетные документы для каждой зоны баланса материалов;
- представляло МАГАТЭ отчеты относительно ядерных материалов, основанные на введшихся учетных документах.

Таким образом, необходимым условием применения эффективных международных гарантий является существование национальной системы учета и контроля ядерных материалов. Однако последнее не заменяет международные гарантии.

Соглашения, основанные на документе INFCIRC/153, содержат также следующие требования:

- государство создает и ведет систему учета и контроля за всеми ядерными материалами, подлежащие гарантиям;
- национальная система учета и контроля ЯМ должна быть структурирована по зонам баланса материалов;
- национальная система должна предусматривать создание и применение измерительных систем и процедур для определения фактически наличного количества ядерных материалов (т.е. проводить физические инвентаризации на установках).

Эти условия означают, что национальная система учета и контроля ЯМ должна быть основана на принципах измеряемого материального баланса.

В соответствии с требованиями в МАГАТЭ с установок направляются три типа отчетов, которые обязательно составляются на основе учетной документации:

- отчет об изменении инвентарного количества ядерных материалов (подробный перечень всех получений и отправок ЯМ);
- материально-балансовый отчет с указанием полученной величины инвентаризационной разницы и границ ее статистического разброса;
- список наличных количеств ядерных материалов.

4.2.3. Осуществление гарантий МАГАТЭ

В соответствии с определением гарантий МАГАТЭ Агентство осуществляет контрольную деятельность в целях нераспространения ядерного оружия. Иначе говоря, контрольные меры направлены на обнаружение переключения ядерного материала с мирной ядерной деятельности на производство ядерного оружия или ядерных взрывных устройств.

Исходя из этого, основной принцип контрольной деятельности МАГАТЭ состоит в сравнении информации, представляемой инспектируемой стороной, и результатов независимой проверки и наблюдений, выполненных Агентством.

Контрольная деятельность включает три основных этапа:

- изучение данных, представленных государством в сведениях о конструкции установок, отчетах в МАГАТЭ, предварительных уведомлениях о международных передачах;
- сбора информации во время инспекций по проверке информации о конструкции, обычных и специальных инспекций;
- оценки соответствия информации, предоставленной государством и собранной во время инспекций.

Следует особо подчеркнуть, что непосредственная реализация такого подхода подразумевает проверку всех материалов, находящихся под гарантиями МАГАТЭ. Причем в соответствии с соглашением INFCIRC/153 гарантии применяются ко всему исходному или специальному расщепляющемуся материалу во всей мирной ядерной деятельности в пределах территории соответствующего неядерного государства. Реальный объем

всей контрольной деятельности МАГАТЭ становится в этих условиях практически невыполнимым.

В итоге, цели гарантий МАГАТЭ, записанные в пункте 28 документа INFCIRC/153, заключаются в своевременном обнаружении с высокой вероятностью переключения значимых количеств ядерного материала с мирной ядерной деятельности на производство ядерного оружия, или ядерных взрывных устройств, или на неизвестные цели, а также в сдерживании такого переключения в связи с риском раннего обнаружения.

Включение выражения «на неизвестные цели» весьма важно для практического применения гарантий, так как оно означает, что МАГАТЭ не должно пытаться определить характер использования переключенного материала и, в частности, не должно определять, переключен ли ядерный материал на «производство ядерного оружия или других ядерных взрывных устройств». Кроме того, Агентство придает большое значение сдерживанию таких попыток.

В международных гарантиях соответствие между заявленными данными о ЯМ и полученными во время инспекций определяется на основе абсолютного критерия – понятия значимого количества (ЗК). Значимость подразумевает сопоставимость с количеством ЯМ, необходимым для создания одного ЯВУ, и часто эта величина существенно превосходит массу ЯМ в учетной единице. При этом сам выход за границы гросс-дефекта ищется лишь с определенной вероятностью. Все это (поиск переключения ЗК с некоторой вероятностью) позволяет перейти к проверке лишь части ЯМ.

4.2.3.1. Объем инспекций для достижения целей гарантий

Если мы пытаемся обнаружить с вероятностью β переключение ЗК в материале, включающем N учетных единиц (каждая массой m), причем Вам достаточно обнаружить лишь появление переключенного материала, то объем n проверяемого инспектором материала определяется по известной формуле:

$$n = N * (1 - \alpha^{m/3K}) , \quad \alpha = 1 - \beta ,$$

$3K/m \ll N$ – число элементов, составляющих ЗК, много меньше общего их числа в популяции.

Таким образом, Агентство строит свою контрольную деятельность с помощью идеологии случайных выборок. При этом цели гарантий формулируются так, чтобы, с одной стороны, быть близко от исходной цели применения гарантий (своевременное обнаружение переключения ЯМ), а с другой – сократить объем контрольной деятельности до выполнимого масштаба.

Рассмотрим основные понятия, введенные в формулировку целей гарантийной деятельности МАГАТЭ, осуществляемой на основе выборочного контроля ЯМ. Для того чтобы сделать заключение об отсутствии / наличии переключения ядерного материала при выборочном контроле, требуется знать частоту инспекций и необходимые объемы выборочных измерений. Для этого в определении целей использованы три основных параметра:

- значимое количество;
- время обнаружения;
- вероятность обнаружения.

4.2.3.2. Значимое количество ЯМ

Для национальной системы гарантий, разработанной для защиты ядерного материала от хищений или террористических актов «значимым» может считаться относительно небольшое количество ядерного материала, например, вследствие его высокой токсичности (плутоний). Однако международные гарантии предназначены, главным образом, для проверки того, что правительства не приобретают ядерное оружие или другие ядерные взрывные устройства. Для создания даже единичного ядерного взрывного устройства требуется сравнительно большое количество ядерного материала.

На практике гарантии применяются к ядерным материалам, которые содержат различные концентрации плутония и урана и разного изотопного состава. Поэтому необходимо определить «значимое количество» (ЗК) для каждой категории материала, с тем чтобы можно было указать количество данного материала, переключение которого должно быть обнаружено в результате применения гарантий.

В общем случае ЗК определяется как приблизительное количество ядерного материала, в отношении которого с учетом любого процесса

конверсии нельзя исключить возможность создания ядерного взрывного устройства.

ЗК различается в зависимости от того, может ли данный материал быть непосредственно использован для создания ЯВУ, или вначале для этого требуется его дальнейшее превращение, например обогащение (материал косвенного использования).

Для материала прямого использования значимые количества установлены следующими:

- 8 кг плутония (содержащего $< 80\%$ Pu-238);
- 8 кг U-233;
- 25 кг U-235, содержащегося в HEU.

Для материала косвенного использования значимые количества следующие:

- 75 кг U-235, содержащегося в LEU (10 т природного урана);
- 20 т тория.

4.2.3.3. Значимое количество в практике инспекций

Фактическая цель инспекций в отношении конкретной установки не обязательно (а в некоторых случаях и не может) направлена на обнаружение переключения одного ЗК. Например, как отмечалось, проверка ядерного материала на реакторах состоит, главным образом, из подсчета, идентификации и измерения отдельных учетных единиц, т.е. ТВС. И при подсчете учетных единиц цель инспекции состоит в обнаружении отсутствия одной топливной сборки. Топливная сборка, например, исследовательского реактора типа ИРТ обычно содержит $\sim 200 - 300$ г HEU 90 %-го обогащения, т.е. цель инспекции при подсчете учетных единиц намного меньше одного ЗК (25 кг) для высокообогащенного урана.

С другой стороны, на крупных установках с ядерным материалом в балк-форме ситуация может быть обратной. На установках с ядерным материалом в балк-форме проверка требует измерения значительных количеств ЯМ в различной физической форме и разного химического состава, включая такие материалы как отходы. Ориентировочно можно принять, что погрешности измерений ЯМ составляют порядка 1 % от общего количества измеренных ЯМ. Один процент инвентарного количества или производительности крупной установки с ядерным материа-

лом в балк-форме может превышать (в некоторых случаях значительно) одно ЗК.

Например, под гарантиями МАГАТЭ находится несколько установок по изготовлению топлива, на которых в обработке находится значительное количество материала косвенного использования (низкообогащенный уран, НОУ) в балк-форме. Вследствие погрешностей измерений и других факторов возникла необходимость установить цель инспекций на уровне пяти ЗК. Это означает, что на таких установках нельзя исключить возможность (с желаемой степенью достоверности 90-95 %) переключения одного ЗК для НОУ. Но это не означает, что переключение одного ЗК не может быть обнаружено вообще. Обнаружение возможно также и в этом случае, однако с меньшей степенью вероятности. Кроме того, увеличение уровня ЗК компенсируется применением дополнительных средств контроля, таких как сохранение и наблюдение. Наконец, следует иметь в виду, что переключенный НОУ может быть обнаружен на других стадиях его перевода в материал оружейного качества.

В государствах с развитым топливным циклом теоретически возможно переключить значимое количество материала путем «разделения», т.е. путем суммирования переключений менее одного ЗК на каждой из большого числа установок. Осуществление этой стратегии было бы связано с материалами различных типов и категорий и потребовало бы согласованных действий со стороны персонала большого числа установок. Поэтому МАГАТЭ рассматривает такой сценарий переключения ЯМ как непривлекательный для государства и связанный с большим риском обнаружения. Кроме того, попытка противодействия таким гипотетическим сценариям переключения ЯМ потребовала бы неприемлемо громоздкий как для государства, так и МАГАТЭ режим инспекций.

4.2.3.4. Своевременность обнаружения

Своевременность обнаружения также представляет собой важное понятие для гарантий. Система гарантий Агентства основывается на предположении о том, что переключение значимого количества ядерного материала, осуществляется ли оно на основе стратегии разового или постоянного переключения, должно быть обнаружено своевременно.

Практическое толкование своевременного обнаружения зависит от типа ядерного материала, находящегося под гарантиями, и формы продукта, содержащего ЯМ. С тем, чтобы установить количественное выра-

жение своевременности, рассмотрим понятие времени конверсии. Время конверсии ядерного материала представляется как период времени, необходимый в оптимальных условиях для конверсии данной формы ядерного материала в металлические компоненты ядерного взрывного устройства. По рекомендации Постоянной консультативной группы МАГАТЭ по осуществлению гарантий (ПКГОГ) установлены следующие типичные времена конверсии:

| | |
|--|-------------|
| Pu, U-233, U ($U-235 \geq 20\%$) | 7 – 10 сут. |
| PUO ₂ , Pu(NO ₃) ₄ | 1 – 3 нед. |
| Pu, U ($U-235 \geq 20\%$) в отработавшем топливе | 1 – 3 мес. |
| U ($U-235 < 20\%$), Th | около 1 г. |

Кроме того, по рекомендации ПКГОГ МАГАТЭ установило «время обнаружения» того же порядка величины, что и соответствующее время конверсии. При этом под «порядком величины» понимается коэффициент равный 1-3.

На практике МАГАТЭ иногда сталкивается с трудностями в обеспечении коротких времен обнаружения. Например, на некоторых установках с ядерным материалом в балк-форме существуют практические трудности в согласовании коротких значений времени обнаружения с требованиями нормальной эксплуатации. Относительно плутония и высокообогащенного урана (время конверсии 7–10 сут.) цели инспекций устанавливаются на верхнем уровне допустимого временного диапазона (три недели). В тех же случаях, когда приемлемая частота инспекций недостаточна для достижения целей своевременности, применяются дополнительные меры для обеспечения желаемой способности обнаружения. Среди них – меры опечатывания и наблюдения.

4.2.3.5. Вероятность обнаружения

Своевременно обнаружить переключение ядерного материала со 100 %-й вероятностью в условиях глобальных масштабов деятельности МАГАТЭ – задача чрезвычайно трудная. Поэтому МАГАТЭ стремится к системе гарантий, которая с определенной вероятностью удовлетворяет этим целям. Степень вероятности, с которой должны удовлетворяться эти цели, должна, в свою очередь, быть определена. Ни в документе

INFCIRC/66, ни в документе INFCIRC/153 конкретно не упоминается концепция степени уверенности обнаружения, но МАГАТЭ интерпретировало эти документы как безусловно включающие в себя это понятие. С точки зрения Агентства, цель должна состоять в достижении достаточно высокой вероятности обнаружения с тем, чтобы удержать государство от принятия решения в отношении переключения, а также обеспечить необходимую степень уверенности международного сообщества в эффективности контрольных мер. В Агентстве принят уровень вероятности обнаружения – $\beta = (90 \div 95) \%$.

4.2.4. Эффективность деятельности МАГАТЭ в области гарантий

Инспекционная деятельность МАГАТЭ зависит от масштабов ядерных операций, осуществляемых государством. Эти операции относительно невелики в государствах, в которых действует, например, лишь небольшой исследовательский реактор, и могут быть весьма значительными в тех государствах, в которых существует много установок ядерного топливного цикла. Объем контрольной деятельности возрастает при увеличении количества предприятий ядерного топливного цикла в стране.

Инспекционная деятельность зависит также от характера ядерных установок, находящихся под гарантиями. Для реакторов и хранилищ, где материалы содержатся в виде учетных единиц, таких как топливные сборки, требуется меньше инспекторских усилий, чем для установок с материалами в балк-форме, где большая часть ЯМ обычно находится в движении или технологической обработке. Например, к концу 80-х гг. установки с материалами в балк-форме составляли около 1/4 всех установок, находящихся под гарантиями. Однако на них приходилось около 60 % общего числа инспекционных усилий Агентства.

Можно сделать вывод, что по своим масштабам система гарантий МАГАТЭ является глобальной. Тем не менее существуют некоторые проблемы в реализации системы гарантий МАГАТЭ. В первую очередь, трудности выражаются в существовании пороговых государств и эффективности самих гарантий.

В связи с этим МАГАТЭ предпринимает меры на пути укрепления режима гарантий. Так, например, в 1997 г. Совет управляющих одобрил типовой протокол к всеобъемлющим соглашениям по гарантиям, который предоставляет инспекторам право расширенного доступа к площад-

кам и информации. Протокол является прямым следствием состоящего из двух частей процесса по укреплению и повышению эффективности системы гарантий с точки зрения затрат. Первая часть, действующая с 1995 г. включает:

- отбор проб окружающей среды на объектах;
- проведение инспекций без уведомления в стратегических точках всех ядерных установок;
- предоставление Агентству права доступа к учетной документации о деятельности, осуществлявшейся до вступления в силу соглашения по гарантиям, с тем, чтобы убедиться в отсутствии незаявленных материалов.

Меры второй части, включенные в протокол, предусматривают:

- представление расширенного заявления, содержащего информацию по деятельности, имеющей отношение к ядерному топливному циклу. Подобная информация помогает Агентству иметь более четкое представление о ядерной программе государства;
- иметь расширенный доступ к местам производства ЯМ, либо связанным с ЯМ;
- применять во всех местах отбор проб объектов окружающей среды.

4.3. Экспортный контроль ядерных материалов, оборудования и технологий

4.3.1. Элементы системы экспортного контроля

Экспортный контроль (ЭК) – комплекс государственных мер, определяющих порядок осуществления внешнеэкономической деятельности в отношении товаров, информации, работ, услуг, результатов интеллектуальной деятельности, которые могут быть использованы при создании оружия массового поражения (ОМП), средств его доставки, иных видов вооружения и военной техники. ЭК является ключевым элементом стратегии и политики нераспространения, проводимой государством. Структура и процедуры ЭК определяются степенью участия данного государства в международных режимах нераспространения ОМП и национальными интересами государства в этой сфере. Эффективная система ЭК включает нижеприведенные пункты [5].

Участие в международных режимах нераспространения. Государство в своей внешнеэкономической деятельности должно соблюдать

правила, нормы и процедуры тех договоренностей по нераспространению, которые оно приняло. Сложившиеся к настоящему времени международные режимы нераспространения являются объединениями государств на основе взаимных договоренностей о том, как следует осуществлять контроль над экспортом товаров, имеющих отношение к разработке и производству ОМП. К настоящему времени сложились следующие международные режимы нераспространения ОМП: **Группа ядерных поставщиков (ГЯП)**, в которой участвуют страны, вовлеченные в оборот ядерных материалов; **Режим контроля за ракетными технологиями (РКРТ)**; **Австралийская группа** (химические и биологические технологии); **Вассенаарские договоренности** по контролю за двойными технологиями и обычными вооружениями. Участие страны в режимах подразумевает создание соответствующей национальной правовой базы приверженности режимам, участие в форумах стран-участников режимов, следование принципам режимов в политике страны.

Контрольные списки (КС) являются основным инструментарием ЭК. Любой КС в национальной системе ЭК – это юридически оформленный список товаров, услуг и технологий, экспорт которых подвергается государственному контролю и регулированию (лицензированию). В КС могут оговариваться и описываться те технические особенности, при наличии которых экспорт товаров должен лицензироваться. Типичный КС может содержать перечень товаров или контролируемых технологий. Обычно вместе с самим товаром контролируется и технология, связанная с этим товаром. Как правило, КС посвящен товарам, относящимся к какому-либо виду ОМП – к химическому, биологическому, ядерному оружию, ракетным компонентам или обычным вооружениям. Важно, чтобы КС были открытыми и доступными для экспортеров, чтобы те могли самостоятельно определять, насколько легитимна их экспортная деятельность. Национальные КС обычно в значительной степени базируются на списках, принятых международными режимами нераспространения.

Система лицензирования включает в себя правовую базу, государственные органы и различные организации, а также всю ту деятельность и процедуры, которые связаны с разрешением или отказом в экспорте товара. Система лицензирования основана на национальном законодательстве и национальной нормативной базе в сфере ЭК, она определяет

участников и сроки принятия решений о выдаче разрешения на экспорт. Структурно в систему лицензирования входят все органы и официальные лица, связанные с выдачей лицензии. Государство оставляет за собой возможность в случае необходимости осуществлять дополнительную техническую оценку выдаваемых лицензий (или отказов в выдаче лицензии) и самих товаров.

Всеобъемлющий контроль (режим «catch-all» – «хватай все») предоставляет правовое обоснование, не дающее возможности экспортерам «обойти» законы ЭК или найти в них слабые места и «легально» продать чувствительные товары и технологии, имеющие отношение к ОМП. Основные принципы всеобъемлющего контроля декларируют, что поставщики не могут экспортировать товары, услуги и технологии подозрительным конечным пользователям или посредникам, если у экспортера есть основания предполагать, что в конечном итоге товары или технологии могут быть использованы для производства оружия. Основанием для такого предположения может быть соответствующее уведомление со стороны государственных органов, на основе собственной информации или на основе информации, полученной в результате специально проведенного анализа конечного использования или надежности конечного пользователя. В соответствии с принципом всеобъемлющего контроля, компании, предполагающие экспортировать товары или технологии, должны предварительно задавать вопросы относительно возможности реэкспорта, оговаривать возможность контроля использования после поставки и предпринимать другие возможные предосторожности. Следование принципам всеобъемлющего контроля позволяет снизить угрозу распространения, связанную с возможной или мнимой неинформированностью экспортера о возможном применении экспортируемого товара в целях создания ОМП. В том случае, если компании сознательно экспортируют товары и технологии для военного применения, они, в соответствии с принципом всеобъемлющего контроля, отвечают за это в судебном порядке.

Процедуры системы экспортного контроля включают в себя организацию работы аппарата, участвующего в процессе контроля, предусматривают обновление существующих процедур, разработку и внедрение новых, а также принуждение к их выполнению. Правовая база ЭК

должна определять, какие учреждения, организации и агентства включены в процесс ЭК. Законодательно-нормативная база определяет правила и процедуры системы лицензирования, кто их разрабатывает, как составляются и модифицируются КС, как обеспечивается оценка адекватности КС и процедур. Большое значение придается тому, чтобы в процесс ЭК были включены несколько ведомств (организаций), чтобы избежать возможных злоупотреблений властью, которые могут произойти в случае, если только одна организация полностью контролирует принятие решений в области экспорта товаров и технологий. Кроме того, должна существовать система решения спорных вопросов в тех случаях, когда противоречия могут быть разрешены на более высоком уровне. И, наконец, должна присутствовать система технической проверки, которая даст возможность экспертам в специфических и узких областях выявить конечного пользователя и конечное использование товара. Такого рода техническую экспертизу могут выполнять как специализированные организации, так и различные научно-исследовательские институты. В целом, для эффективного осуществления процедур ЭК необходим механизм межведомственной координации.

Проверка (верификация). Элемент проверки включает правовую основу, органы, правила и действия, связанные с подтверждением надежности конечного пользователя, места и цели использования товара в соответствии с тем, как они были заявлены в лицензии.

Обмен информацией является наиболее всеохватывающим из всех элементов системы ЭК. В него входит все, что связано с правовой и организационной базой, с осуществлением сбора и обеспечения информации в области политики ЭК, законодательства, реализации ЭК, а также его внутреннего и международного регулирования. Этот элемент предполагает обмен информацией с другими участниками режима по количеству запрошенных и выданных лицензий и количеству нарушений, а также допускает возможный обмен разведывательными данными об иностранных конечных пользователей. Этот элемент также включает ознакомление населения с системой ЭК, в частности, информирование всех субъектов внешнеэкономической деятельности, а также правительственную помощь промышленности с тем, чтобы избежать нарушения закона «по незнанию». Государство должно информировать экс-

портеров об их обязанностях и правовой ответственности за нарушение закона. Свободный обмен информацией также необходим и для реализации транспарентности в системе ЭК. Обмен информацией о нарушителях и отказах в лицензии направлен на предотвращение поисков недобросовестными продавцами альтернативных покупателей.

Таможня является специально установленным государственным правоохранительным ведомством, вырабатывающим и осуществляющим меры по определению и пресечению нелегального экспорта-импорта. В национальной системе ЭК таможня рассматривается в качестве последнего рубежа при осуществлении экспортной сделки, на котором может быть пресечен незаконный экспорт, представляющий угрозу распространения ОМП. Для осуществления мер по пресечению нелегального экспорта—импорта пункты таможенного контроля должны быть оснащены соответствующим оборудованием и методами для идентификации экспортируемых товаров. Место и роль таможни в рамках политики нераспространения должны быть определены и закреплены законодательно.

Правоприменение. С целью эффективного функционирования системы ЭК государство должно обеспечивать неукоснительное **правоприменение** в сфере ЭК, в частности уголовное и гражданское наказание за нарушения его требований. Такое наказание может включать конфискацию предмета незаконного экспорта, штрафы, налагаемые на экспортера за нарушение законодательства в области ЭК, лишение экспортных привилегий, тюремное заключение виновных в нелегальном экспорте, а также другие меры наказания. Элемент «правоприменение» включает правовую базу, создание органов и организаций, отвечающих за предъявление обвинения в нарушении правил экспорта, а также способность государства приводить меры наказания в исполнение. Для того чтобы определить, насколько эффективна система правоприменения в ЭК, должны иметься случаи завершения дел по судебному преследованию и осуждения экспортеров-нарушителей.

Служба экспортного контроля (СЭК) – структурная единица предприятия, организации, и ее важнейшей задачей является обеспечение предприятием соблюдения норм и правил ЭК. В соответствии с данным предназначением сотрудники СЭК обязаны осуществлять экспортное со-

провожение товара с самого начала его производства и до момента его вывоза за границу. Деятельность СЭК на предприятии осуществляется в соответствии с внутрифирменной программой экспортного контроля (ВПЭК). С одной стороны, СЭК формально не входит в структуру национального ЭК, являясь подразделением конкретного предприятия. С другой стороны, именно с деятельности СЭК начинается осуществление ЭК. Структура СЭК на предприятии определяется тем, насколько активна и разнообразна экспортная деятельность предприятия в области чувствительных товаров, технологий, услуг, информационного обмена.

Обучение системы ЭК обеспечивает систему квалифицированными сотрудниками всех уровней, включает сеть образовательных учреждений, обеспечивает информирование экспортеров. Для эффективного функционирования системы ЭК должна работать система подготовки кадров по каждому из перечисленных выше элементов ЭК, включая лицензирование и таможенный контроль.

Конкретное наполнение каждого из названных типичных элементов системы ЭК определяется национальными интересами государства и тем, насколько активна его внешнеэкономическая деятельность в сфере чувствительного товарооборота.

4.3.2. Международные режимы и ЭК

Международные режимы

В середине семидесятых годов в политическую науку была введена концепция международных режимов. Международные режимы устанавливают определенные стандарты поведения, которые помогают государствам оценивать намерения и репутацию друг друга; способствуют равноправному информационному обмену, тем самым увеличивая предсказуемость международного поведения.

Внутреннюю сущность режимов нераспространения составляют три важнейших аспекта – моральные убеждения людей, политические решения правительств, а также система проверки и общие гарантии. Моральное убеждение людей, заключающееся в недопустимости распространения оружия массового поражения (ОМП), отражено в трех основных международных договорах – Договоре о нераспространении ядерного оружия (ДНЯО), Конвенции по химическому оружию и Конвенции по био-

логическому оружию. В каждом из них заявлено в качестве основополагающего принципа, что *«никто не должен иметь данный вид оружия или стремиться к его приобретению»*. Когда правительства разделяют такие убеждения, осуществляется политический шаг в виде разработки соответствующего международного договора или конвенции и решения о присоединении к нему. На решение о присоединении к договору (конвенции) существенное влияние оказывает третий аспект, а именно мнения различных государств о гарантии соблюдения договора другими участниками. Основной способ, дающий такую гарантию, – это создание системы проверки соблюдения условий договора и выполнения принятых обязательств, т.е. реализация принципа «контроль и сотрудничество».

Международные режимы ядерного экспортного контроля

Вступление в силу ДНЯО привело к необходимости выяснить ситуацию с взаимными обязательствами стран-участниц ДНЯО (в соответствии со статьей III Договора) и решить проблему достижения договоренностей по вопросам ядерного экспорта. Впервые вопрос о том, что такое ядерный экспорт, что он в себя включает **и по каким принципам он должен осуществляться**, был рассмотрен в 1971 г. на заседании Комитета экспортеров в рамках ДНЯО (так называемого Комитета Цангера). С 1974 г. аналогичными вопросами занимается и Группа ядерных поставщиков (ГЯП).

Комитет Цангера, Группа ядерных поставщиков

Комитет Цангера – неформальная организация, не связывающая членов юридическими обязательствами, ее мандат ограничен интерпретацией статьи III.2 Договора.

В период между 1971 и 1974 гг. группа из пятнадцати государств – основных держателей ядерных технологий (некоторые из них уже были участниками, а другие – потенциальными участниками Договора о нераспространении ядерного оружия) провела серию совещаний в Вене под председательством профессора Цангера с целью достижения договоренностей по следующим вопросам:

1) определение того, что значит оборудование или материал, *«специально предназначенный или подготовленный для обработки, использования или производства специального расщепляющегося материала»*;

2) выработка условий и процедур, которые будут регулировать экспорт такого оборудования или материала в целях соблюдения обязательств по статье III.2 Договора на основе добросовестной коммерческой конкуренции.

Договоренности Комитета Цангера требуют в качестве условия поставки, чтобы поставляемый исходный или *расщепляющийся материал находился под контролем МАГАТЭ*. Поставляемое оборудование и материалы, предназначенные для обработки, использования или производства специального расщепляющегося материала, также могут поставляться только при условии, что полученный на этом оборудовании расщепляющийся материал будет находиться под контролем МАГАТЭ. Реэкспорт может осуществляться только при условии предоставления заверений о том, что реэкспортированный расщепляющийся материал будет находиться под контролем МАГАТЭ. Комитет утвердил свой Список предметов ядерного экспорта («Trigger list»). Первоначально «Договоренности» и Список были опубликованы МАГАТЭ в 1974 г. как INFCIRC/209.

После испытания в Индии в 1974 г. взрывного устройства стало ясно, что режим нераспространения и договоренности Комитета Цангера не смогли предотвратить передачу технологий в страны, не являющиеся членами ДНЯО. В 1974 г. основные страны—держатели ядерных технологий и поставщики организовали Лондонский клуб (позднее – Группа ядерных поставщиков) для того, чтобы выработать *руководящие принципы и критерии ядерного экспорта*, дополняющие договоренности Комитета Цангера. В 1976 г. Группа опубликовала документ «Руководящие принципы ядерного экспорта». ГЯП также дополнила Список по сравнению со Списком Комитета Цангера и добавила условия поставки пунктами:

- обеспечение физической защиты ядерных материалов не ниже уровня, рекомендованного МАГАТЭ;
- любая установка, созданная на базе новейших технологий, может экспортироваться только при условии постановки ее под контроль МАГАТЭ.

Кроме того, ГЯП ввела ограничения на экспорт чувствительных технологий и материалов.

ГЯП не является обязательным юридическим международным соглашением, но является коллективным политическим соглашением стран-

участников. С 1991 г. у ГЯП нет официальных связей с МАГАТЭ, однако МАГАТЭ публикует «Руководство» и использует Исходный список для отчетности на добровольной основе.

Основополагающий документ ГЯП – «Руководящие принципы ядерного экспорта» – был опубликован МАГАТЭ в 1978 г. как INFCIRC/254. Согласно этим условиям от страны-импортера требуются гарантии того, что предметы экспорта будут использоваться только в мирной деятельности, а также будут обеспечены необходимым уровнем физической защиты. Впоследствии INFCIRC/254 несколько раз пересматривался, изменялся и дополнялся.

В 1992 г. Группа ядерных поставщиков приняла новое условие для осуществления ядерных поставок – принцип всеобъемлющих гарантий, а также учредила новый режим контроля за экспортом оборудования и материалов двойного назначения и соответствующих технологий, применяемых в ядерной области. На встрече Группы ядерных поставщиков, проходившей в марте – апреле 1992 г. в Варшаве, были приняты четыре документа:

- руководящие принципы по контролю за экспортом материалов и технологий двойного назначения;
- список материалов и технологий двойного назначения;
- меморандум о взаимопонимании (МОВ);
- заявление о полномасштабных гарантиях.

4.3.3. Система экспортного контроля

В соответствии с действующим в настоящее время российским законодательством структура национальной системы ЭК представлена следующим образом.

Первый уровень включает Президента и Правительство России. Президент определяет основные направления государственной политики в области ЭК, обеспечивает согласованное функционирование и взаимодействие органов государственной власти Российской Федерации в этой сфере и утверждает списки контролируемых товаров и технологий.

Правительство Российской Федерации организует реализацию государственной политики в области ЭК, в том числе в отношении международных режимов ЭК; определяет порядок осуществления внешнеэконо-

мической деятельности в отношении контролируемых товаров; принимает решения о проведении переговоров и подписании международных договоров Российской Федерации в области ЭК.

Второй уровень занимает «Межведомственный координационный орган по экспортному контролю» – Комиссия Российской Федерации по экспортному контролю. Функции Комиссии – обеспечение реализации государственной политики в области ЭК, в том числе в отношении международных режимов ЭК, координация деятельности федеральных органов исполнительной власти и организационно-методическое руководство работами по ЭК в Российской Федерации.

Третий уровень занимает «специально уполномоченный федеральный орган исполнительной власти в области ЭК» – Минэкономразвития, который осуществляет организационно-техническое и информационное обеспечение деятельности Комиссии. Департамент экспортного контроля данного министерства осуществляет рассмотрение экспортных контрактов и процедуру лицензирования экспортируемой продукции.

И, наконец, **четвертый уровень** включает предприятия, которые экспортируют контролируемые товары и технологии.

Согласно правилам всеобъемлющего контроля, действующим в ряде государств (в частности, в России), юридическим или физическим лицам запрещается совершать внешнеэкономические сделки, связанные с товарами, информацией, работами, услугами, результатами интеллектуальной деятельности, или участвовать в них любым иным образом в случае, если таким лицам достоверно известно, что данные товары, информация, работы, услуги, результаты интеллектуальной деятельности будут использованы иностранным государством или иностранным лицом в целях создания оружия массового уничтожения и средств его доставки.

Экспортеры обязаны получить специальное разрешение национально-го органа по экспортному контролю на осуществление внешнеэкономических операций с товарами, информацией, работами, услугами, результатами интеллектуальной деятельности, не подпадающими под действие контрольных списков, если они информированы этим или иным компетентным государственным органом или же сами имеют основания полагать, что данные товары, информация, работы, услуги, результаты интеллектуальной деятельности могут быть использованы в целях ядерного распространения.

Международному сообществу также предстоит ответить на сложный вопрос о методах воздействия на государства (или их компании), нарушающие международный режим экспортного контроля. Что же это должны быть за методы – эмбарго, полномасштабные экономические санкции, вооруженное принуждение? В связи с сомнениями в эффективности механизмов ООН встает вопрос и о том, какие международные институты имеют право на введение и выбор таких механизмов принуждения, или все же Совет Безопасности ООН остается единственным легитимным международным органом, правомочным принимать решения о подобном воздействии. В последнем случае целесообразно рассмотреть вопрос о повышении эффективности Совета Безопасности ООН и предотвращении действий в обход его.

Реальным средством, препятствующим распространению ядерного оружия и относящихся к его производству технологий военного, специального и двойного назначения, является международный экспортный контроль, базирующийся на национальных системах экспортного контроля. Россия так же, как и другие цивилизованные страны, считает, что действенная национальная система экспортного контроля является наиболее перспективным средством предотвращения распространения ядерных материалов и ядерного оружия.

В документах таких международных режимов в области контроля над ядерным экспортом, как Комитет Цангера и Группа ядерных поставщиков, отмечается, что никакой международный режим не может заменить собой национальные системы экспортного контроля государств – ядерных экспортеров. Более того, требования международных режимов в области экспортного контроля не могут быть применены в государствах напрямую, но требуют внутренних, национальных документов, уточняющих и устанавливающих требования режимов для каждого отдельного государства.

Для любого государства национальная система экспортного контроля является составной частью политики в области национальной безопасности. Это обуславливает отличия национальной системы от взятых международных обязательств в сторону большей жесткости или в ряде случаев, наоборот большей мягкости.

Первые шаги по созданию национальной системы экспортного контроля у нас в стране были сделаны еще в начале 90-х гг., однако особо

пристальное внимание этому вопросу уделялось в период 1998 – 1999 гг. Национальная система экспортного контроля России в ядерной области состоит из следующих элементов:

- законодательное и нормативное регулирование;
- лицензирование экспорта товаров и технологий, включенных в контрольные списки;
- межведомственное согласование;
- таможенное регулирование;
- предотвращение нарушений и наказание за них.

В июле 1999 г. был принят закон «Об экспортном контроле» [7], который является основой российского законодательства в области экспортного контроля. Критерии всеобъемлющего экспортного контроля за военными товарами, товарами и технологиями двойного применения приобрели в России законодательный характер.

Согласно закону, Россия проводит государственную политику в области экспортного контроля, которая является составной частью внутренней и внешней политики России и осуществляется исключительно в целях обеспечения безопасности государства, его политических, экономических и военных интересов.

Основными целями экспортного контроля в законе определены:

- защита интересов Российской Федерации;
- реализация требований международных договоров Российской Федерации в области нераспространения оружия массового уничтожения, средств его доставки, а также в области контроля за экспортом продукции военного и двойного назначения;
- создание условий для интеграции российской экономики в мировую экономику.

На основании закона «Об экспортном контроле» и в целях защиты национальных интересов и выполнения международных обязательств России могут вводиться запреты и ограничения на осуществление внешнеэкономической деятельности в отношении контролируемых товаров и технологий. При этом запреты и ограничения, касающиеся иностранных государств, вводятся федеральными законами; касающиеся новых товаров и технологий – указами и распоряжениями президента; касающиеся отдельных иностранных лиц, занимающихся деятельностью, не совмес-

тимой с принципами нераспространения, – постановлениями правительства.

Закон «Об экспортном контроле» является всеобъемлющим, так как законодательно регулирует вопросы контроля над экспортом самой разнообразной продукции, технологий, услуг и информации, которые могут использоваться при создании оружия массового уничтожения и средств его доставки. При этом контроль над ядерным экспортом более детально регулируется серией нормативных документов, принятых еще до вступления закона в силу и сохраняющих свое действие, так как они не противоречат новому закону.

Чтобы уточнить перечень контролируемой ядерной продукции с обновленным списком Группы ядерных поставщиков (циркуляр 254 МАГАТЭ, часть 1), указом Президента РФ № 202 от 14.02.1996 г. был утвержден и с 19.05.1996 г. вступил в силу новый Список ядерных материалов, оборудования, специальных неядерных материалов и соответствующих технологий, подпадавших под экспортный контроль. По мере изменения международного списка Россия вносит соответствующие корректировки в национальный механизм. Так 08.05.1996 г. Правительство постановлением № 574 утвердило новое Положение о контроле над ядерным экспортом и импортом.

В порядке выполнения международных обязательств Правительство Российской Федерации приняло постановление № 57 от 22 января 1998 г. «Об усилении контроля за экспортом товаров и услуг двойного назначения, имеющих отношение к оружию массового уничтожения и ракетным средствам его доставки». Суть его состоит в том, что российским участникам внешнеторговой деятельности, независимо от форм собственности, предписывается воздерживаться от экспортных сделок с любыми товарами и услугами двойного назначения, не подпадающими в обычных случаях под действие нормативных правовых актов Российской Федерации по экспортному контролю, если им известно, что данные товары и услуги могут быть использованы при создании оружия массового уничтожения и ракетных средств его доставки. Был введен режим всеобъемлющего контроля, который дает возможность рассматривать любые вопросы, не подпадающие формально под ограничения режимов экспортного контроля, но относящиеся к двойным технологиям.

Выполняя международные договоренности, Россия разработала системы гарантий того, что поставляемые ею чувствительные технологии будут использованы только в заявленных мирных целях.

В соответствии с национальным Положением о ядерном экспорте ядерные государства могут осуществить ядерный импорт из России при наличии заверений со стороны своих государственных органов в том, что полученные ими предметы экспорта, а также произведенные на их основе или в результате их использования параметры:

- не будут использоваться для производства ядерного оружия, других ядерных устройств или для достижения военной цели;
- будут находиться под контролем МАГАТЭ в соответствии с соглашением о гарантиях, охватывающих всю мирную деятельность страны-получателя;
- будут обеспечены мерами физической защиты на уровнях не ниже рекомендованных МАГАТЭ;
- будут реэкспортироваться только на вышеназванных условиях. Но реэкспорт урана с обогащением выше 20 %, плутония или тяжелой воды может производиться только при письменном согласии Росатома.

Национальная система экспортного контроля в целях ядерного нераспространения или же внутрифирменная программа экспортного контроля на предприятии будут действовать лишь в том случае, если лица, принимающие решения об экспорте или причастные к этому процессу, будут осознавать, что в случае нарушений действующего законодательства в области экспортного контроля они неотвратимо понесут наказание.

В России установлен трехступенчатый уровень ответственности за нарушения в области экспортного контроля: ответственность гражданско-правовая, административная и уголовная. Она может выражаться в форме:

- штрафных санкций;
- лишения права заниматься внешнеэкономической деятельностью;
- уголовного преследования.

4.4. Проблемы, встретившиеся на пути развития режима нераспространения

Характерной особенностью ядерных материалов является то обстоятельство, что наряду с глобальным распространением мирной ядерной энергетики сами ядерные материалы не подлежат свободному распространению. Эта противоречивая особенность ядерных материалов лежит в основе проблемы нераспространения, т.е. безопасность ЯМ с точки зрения общества – это обеспечение исключительно мирного их использования.

В период «холодной войны» существовал определенный ядерный миропорядок, основанный, главным образом, на взаимном ядерном сдерживании двух сверхдержав. Каким бы хрупким он ни был, но он все же поддерживал определенную степень стабильности в мире. Окончание «холодной войны», разрушение биполярной структуры политического устройства мира увеличили число факторов, влияющих на стабильность режима нераспространения. Одним из таких факторов является незаконный оборот ядерных материалов. Хищение и контрабанда ядерных материалов могут осуществляться с целью:

- коммерческой – перепродажи третьим лицам для личного обогащения похитителя;
- террористической – использования похищенного ядерного материала для террористического акта или шантажа;
- развития государственной ядерной программы в обход ДНЯО.

Использование похищенных ядерных материалов в преступных целях может позволить заинтересованным государствам или террористическим группам обойти тщательно разработанные механизмы контроля международного режима нераспространения и создать ядерное или радиологическое оружие. Если в 60 – 70-х гг. прошлого столетия для создания ядерного взрывного устройства требовались усилия целого государства, дорогая широкомасштабная программа, то в настоящее время научно-технический прогресс, распространение знаний и технологий сделали этот процесс значительно более доступным. Секретный эксперимент, проведенный в Сенате США в мае 2004 г. и состоявший в том, что ученые-ядерщики из оружейной лаборатории США собрали атомную бомбу из компонентов, купленных в обычных магазинах (за исключением ядер-

ного материала), говорит о том, что в настоящее время единственным ограничением для изготовления ядерного взрывного устройства является получение соответствующего ядерного материала.

Обострение угрозы распространения ядерных материалов в последнее время вызвано следующими причинами:

- высвобождением значительного количества ядерного материала оружейного качества в результате процесса сокращения ядерных вооружений;
- усложнением для государств, не обладающих ядерным оружием, но развивающих собственные ядерные программы, условий получения материалов для развития таких программ в связи с укреплением международной системы экспортного контроля;
- увеличением числа и ростом влияния и финансовых возможностей террористических групп, транснациональных организованных преступных сообществ, сепаратистских движений на религиозной почве, религиозных сект.

В современном мире режим ядерного нераспространения, несмотря на возникающие сложности, стал составной частью правовой инфраструктуры и безопасности каждой страны.

1. Обязательство ядерных держав – стремиться к ядерному разоружению вплоть до полного уничтожения ЯО (статья 6 ДНЯО), оказалось одним из самых слабых звеньев режима нераспространения. Интенсивные переговоры между Россией и США о снижении ядерных вооружений и уничтожении высвобождающихся ядерных оружейных материалов (плутония и ВОУ) проходят достаточно сложно, и достигнутые договоренности по-разному оцениваются мировым сообществом. Другие ядерные державы не спешат присоединиться к России и США в деле уничтожения ядерного оружия, т.е. ядерное разоружение является сложным и долгим процессом.

2. В настоящее время группа стран находится вне режима ядерного нераспространения – Индия и Пакистан. Эти государства имеют ядерное оружие, хотя и воздерживаются от его боевого развертывания. Израиль, имея ядерное оружие де-факто, никогда официально не объявлял о его наличии.

3. В 1991 г. в результате распада Советского Союза существенно изменилась ситуация как в мировом политическом устройстве, так и с точ-

ки значения ЯО как политического инструмента сдерживания. Распад СССР явился серьезным испытанием для мирового режима ядерного нераспространения.

4. Проблемы, связанные с угрозой террористической активности, особенно усилившейся в последние годы.

5. Усиливающееся стремление ряда стран развернуть собственные программы развития мирной ядерной энергии в крупных масштабах.

Таким образом, решение проблем нераспространения лежит на пути как создания международных и национальных усовершенствованных систем гарантий нераспространения, так и в усовершенствовании способов использования ядерной энергии с тем, чтобы использовать ее внутренние свойства самозащищенности от распространения.

Проблемы сохранности ядерных материалов в СССР и России и участие во всеобщем режиме нераспространения

Позиция СССР по нераспространению в целом характеризовалась последовательностью и конструктивностью. Начиная с середины 1950-х гг. Советским Союзом были заключены соглашения с несколькими десятками государств об использовании атомной энергии в мирных целях, в соответствии с которыми в эти страны поставлялись энергетические и исследовательские реакторы и топливо для них. В тот период СССР, в отличие от Соединенных Штатов, не требовал контроля за поставляемыми материалами, но условием поставок было возвращение в СССР отработанного ядерного топлива (ОЯТ).

В январе 1982 г. Советское Правительство утвердило Положение об экспорте ядерных материалов, технологии, оборудования, установок, специальных неядерных материалов и услуг. Это Положение было основано на Руководящих принципах для ядерного экспорта, принятых Группой ядерных поставщиков, и в некоторых отношениях устанавливало более строгие нормы экспортного контроля, чем это предусматривалось международными обязательствами, взятыми на себя Советским Союзом в соответствии с Руководящими принципами Группы ядерных поставщиков.

Даже в один из самых острых периодов «холодной войны» (начало 1980-х годов), когда между СССР и США были фактически прерваны переговоры по контролю над вооружениями, продолжали иметь место и даже интенсифицировались консультации между обоими государствами

по вопросам укрепления режима нераспространения, которые проводились дважды в год. Они охватывали практически весь круг вопросов нераспространения, включая и региональные аспекты. Полезность сотрудничества между СССР и США в области ядерного нераспространения была аксиомой по обе стороны океана.

В конце 1970-х гг. был образован специальный правительственный механизм согласования – Межведомственная комиссия по нераспространению ядерного оружия под председательством первого заместителя министра иностранных дел, в состав которой входили на уровне заместителей министров представители министерств обороны, атомной отрасли, КГБ, Академии наук, Таможенного комитета и других ведомств.

Распад СССР стал уникальным событием в истории международных отношений в целом и нераспространения ядерного оружия в частности. Он поставил международное сообщество перед новой, ранее не известной проблемой: впервые происходил распад международно признанного государства, обладающего ядерным оружием (ГОЯ).

Когда Советский Союз существовал, он подписывал Договор о нераспространении ядерного оружия. Он был ядерным государством. Однако после того как Советский Союз распался, на Украине, в Белоруссии, в Казахстане осталось ядерное оружие. Как быть с ним? Означало ли это, что в мире появились новые ядерные государства?

В этой ситуации все мировое сообщество и, прежде всего Россия, приложили огромные усилия к тому, чтобы эти государства не стали новыми ядерными державами. В результате все ядерное оружие оказалось сосредоточенным только в границах России. А Украина, Белоруссия, Казахстан присоединились к Договору о нераспространении ядерного оружия в качестве неядерных государств. Таким образом, ситуация была спасена и наследницей Советского Союза с точки зрения участия в Договоре о нераспространении как ядерная держава стала Россия.

Важно также отметить, что наиболее опасные с точки зрения нераспространения стадии ядерного топливного цикла остались также в одной стране. Комбинаты по обогащению урана и по переработке и выделению плутония находятся на территории России. Однако распад единого ядерного хозяйства СССР сильно нарушил развитие этой отрасли во вновь образованных государствах и вызвал появление угроз в отношении ядерных материалов и установок, специфических для новых экономических условий.

Угроза распространения ядерных материалов является проблемой всех государств, на территории которых размещено ядерное оружие или предприятия ядерного топливного цикла. Международное сообщество сейчас стоит перед непростым выбором: как действовать дальше – попытаться усовершенствовать существующую систему ограничений, которая базируется на принципах, выработанных еще в период «холодной войны», или взять наиболее разработанные национальные принципы и системы и адаптировать их к глобальным реалиям.

Эффективность мер ядерного нераспространения в государстве зависит от осознания жизненной важности проблемы нераспространения всеми слоями общества. Понимание важности этой проблемы в обществе, включая представителей власти (например, депутатов Государственной Думы в России), определяет ее общественный рейтинг и соответствующее материальное обеспечение для ее решения. Поэтому так важна деятельность организаций по пропаганде идей ядерного нераспространения среди населения страны. Ряд организаций в нашей стране занимается этой важной деятельностью, среди них – Ядерное общество России и Центр политических исследований в России. Эти организации издают популярные журналы, книги, проводят научные конференции, на которые приглашаются представители широких кругов общественности.

Проблема нераспространения ядерных материалов в России

Выступив в качестве правопреемника СССР в вопросе о ядерном статусе, Россия получила в наследство все права и обязанности Советского Союза по ключевому международно-правовому документу, определяющему международный режим нераспространения, – ДНЯО. Россия стала также одним из трех (наряду с Соединенными Штатами и Великобританией) государств–депозитариев Договора.

Обязательства, которые Россия приняла на себя по ДНЯО, в частности, включают:

- не передавать кому бы то ни было ядерное оружие или другие ядерные взрывные устройства (ЯВУ), а также контроль над таким оружием или ЯВУ ни прямо, ни косвенно;
- никоим образом не помогать, не поощрять и не побуждать какое-либо государство, не обладающее ядерным оружием (ГНЯО), к произ-

водству или к приобретению каким-либо иным способом ядерного оружия или других ЯВУ, а также контроля над таким оружием или ЯВУ;

- не предоставлять исходного или специального расщепляющегося материала (или оборудования, или материала, специально предназначенного или подготовленного для обработки, использования или производства специального расщепляющегося материала) любому ГНЯО, для мирных целей, если на этот материал не распространяются гарантии МАГАТЭ;

- способствовать как можно более активному обмену оборудованием, материалами, научной и технической информацией об использовании ядерной энергии в мирных целях;

- в духе доброй воли вести переговоры об эффективных мерах по прекращению гонки ядерных вооружений в ближайшем будущем и ядерному разоружению, а также о договоре о всеобщем и полном разоружении.

Сегодня можно утверждать, что Россия на протяжении всего периода с последних дней 1991 г. и до настоящего времени в целом строго придерживалась и продолжает придерживаться своих обязательств по ДНЯО. Как государство—правопреемник бывшего СССР Россия подтвердила все обязательства по действовавшим на тот момент и подписанным двусторонним и многосторонним договорам и соглашениям в области ограничения вооружений и разоружения. Россия заявила, что ориентируется «на полную ликвидацию в обозримом будущем тактического ядерного оружия».

Таким образом, политика ядерного нераспространения в принципиальном плане стала той внешнеполитической составляющей, которая плавно перешла из советского периода в российский, не претерпев сколько-нибудь существенных изменений.

Можно выделить следующие этапы, показывающие динамику подходов России к проблемам нераспространения.

Первый этап продлился с момента обретения реального суверенитета в августе – декабре 1991 г. по конец 1993 – начало 1994 гг. Для этого этапа характерны: в стратегическом плане – готовность проводить политику преемственности в области нераспространения в том, что досталось в наследство от СССР; в тактическом плане – колебания курса, зеркально отражавшие внутривнутриполитическую борьбу в стране.

Второй этап начался в 1994 г., когда период эйфории сменился более глубоким осмыслением задач внутренней и внешней политики России, ее национальных интересов.

Третий этап начался в 1996 г., когда во внешней политике закончилась «эра Козырева» и началась «эра Примакова». Данный период ознаменовался завершением потепления и началом чего-то вроде «холодного мира» с Соединенными Штатами. В этот период происходит сближение России с «проблемными» государствами. При этом парадоксальным образом были, наконец, отрегулированы внутренние проблемы: ужесточен контроль над ЯМ оружейного качества, повышены уровни физической защиты, учета и контроля ядерного материала (УК и ФЗ ЯМ).

Глава 5

НАЦИОНАЛЬНЫЕ ГАРАНТИИ НЕРАСПРОСТРАНЕНИЯ

С помощью национальных гарантий обеспечивается решение проблемы ядерного нераспространения на государственном уровне. Специальное обращение с ЯМ представляет собой совокупность мер и технических средств, обеспечивающих сохранность и знания о ЯМ. Таким образом, специальное обращение служит обеспечению национальных гарантий нераспространения.

Для того чтобы надежно выполнить цели национальных гарантий, необходимо создать эшелонированную защиту ЯМ. Специальное обращение с ЯМ включает различные меры, в том числе меры по учету, контролю и физической защите ЯМ. Эти компоненты являются отдельными техническими системами. Однако в настоящее время наблюдается тенденция интеграции систем учета, контроля (УК ЯМ) и физической защиты (СФЗ) ЯМ. С точки зрения выполнения национальных гарантий – это важная положительная тенденция, которая повышает возможности эшелонирования защиты ЯМ.

5.1. Законодательная и нормативная базы осуществления национальных гарантий нераспространения

Договор о нераспространении ядерного оружия, вступивший в силу в 1970 г., является главной законодательной базой предотвращения распространения ядерного оружия в мире. В настоящее время 189 государств присоединились к этому Договору, который, продленный бессрочно мировым сообществом на конференции 1995 г., определил характер развития мирового режима ядерного нераспространения.

В нашей стране в 1995 г. был принят Федеральный закон «Об использовании атомной энергии», который позволил упорядочить деятельность с ЯМ и отношения, возникающие в процессе этой деятельности. Положения, изложенные в Законе, составляют основу для безопасного обращения и нераспространения ЯМ в Российской Федерации.

Федеральный закон определяет полномочия в области использования атомной энергии:

Президента Российской Федерации (статья 7 Федерального закона);
Федерального Собрания Российской Федерации (статья 8);
Правительства Российской Федерации (статья 9);
органов государственной власти субъектов Российской Федерации (статья 11);

области совместного ведения органов государственной власти Российской Федерации и субъектов Российской Федерации (статья 10);
органов местного самоуправления (статья 12).

Наряду с этим, Федеральным законом в области использования атомной энергии определяются права организаций и граждан, в том числе:

- на получение информации в области использования атомной энергии (статья 13);
- на формирование политики в области использования атомной энергии (статья 14);
- на возмещение убытков и вреда, причиненных радиационным воздействием (статья 15);
- на социально-экономические компенсации для работников объектов использования атомной энергии (статья 16).

В статье 2 Федерального закона «Об использовании атомной энергии» обеспечение безопасности провозглашено в качестве основного принципа правового регулирования отношений в области использования атомной энергии. Тем самым законодательно устанавливается приоритетность безопасности.

Таким образом, Федеральный закон в разных формах осуществляет правовое регулирование ядерной деятельности. Некоторые виды деятельности вменяются как обязательные. К ним относятся: физическая защита, учет и контроль ЯМ.

Физическая защита ядерных установок обеспечивается эксплуатирующими организациями и специально уполномоченными государственными органами, а на действующих судах – их экипажами. Требования к обеспечению физической защиты устанавливаются правилами физической защиты ядерных материалов. Запрещается эксплуатация ЯУ и использование ядерных материалов, если не приняты меры к обеспечению их ФЗ.

Практически все статьи Закона проникнуты идеей обеспечения безопасного развития ядерной индустрии России, включая и человеческий фактор. Последнее обстоятельство особо выделяется в Законе в виде по-

ложений о правах и обязанностях граждан, организаций и должностных лиц. Нарушение должностными лицами законодательства РФ в области использования атомной энергии влечет за собой дисциплинарную, административную или уголовную ответственность. К таким нарушениям относятся:

- нарушение требований к обеспечению ФЗ ЯУ;
- нарушение установленного порядка учета и контроля ЯМ;
- хищение, незаконное приобретение, хранение и продажа ЯМ;
- нарушение норм и правил использования АЭ;
- нарушение условий лицензии;
- приемка в эксплуатацию ЯУ без реализации мер по обеспечению защиты работников и населения прилегающих районов;
- невыполнение своих должностных обязанностей работниками ЯУ;
- самовольное оставление ЯУ;
- допуск к работе на ЯУ работников без соответствующих документов, удостоверяющих квалификацию, работников, имеющих медицинские противопоказания, а также лиц моложе 18 лет;
- прямое или косвенное принуждение работников должностными лицами к нарушению регламента и инструкций по эксплуатации ядерной установки;
- направление должностным лицом работников в радиационно опасные зоны;
- необоснованный сброс радиоактивных веществ в атмосферу, водную среду и недра;
- сокрытие факта аварии;
- отказ в предоставлении информации или искажение информации по вопросам безопасности ЯУ;
- вовлечение в хозяйственный оборот продукции, загрязненной радиоактивными веществами;
- нарушение установленного порядка экспорта и импорта.

Законом предусматривается также развитие общих федеральных норм и правил, которые устанавливают требования к безопасному использованию ядерных материалов. Эта нормативная база позволяет регулировать обращение с ЯМ, исключая неконтролируемое их распространение.

В нашей стране принята концепция системы государственного учета и контроля ЯМ (ГСУК ЯМ), в которой практически полностью учтены

международные рекомендации МАГАТЭ. Концепция ГСУК ЯМ определяет систему учета и контроля ЯМ как важный элемент системы государственного управления использованием атомной энергии. В этом документе определены структура, задачи и основные принципы функционирования ГСУК ЯМ.

Задачи, принципы построения и функционирования систем учета и контроля ЯМ более детально рассматриваются в документе «Основные правила учета и контроля ядерных материалов НП-030-05 (ОПУК)».

ОПУК является центральным нормативным документом, устанавливающим требования и критерии учета и контроля ЯМ. Эти правила обязательны для всех юридических и физических лиц, осуществляющих деятельность с ЯМ.

«Основные правила» устанавливают перечень и количественный порог для ЯМ, подлежащих учету и контролю. В Правилах сформулированы основные принципы учета и контроля – непрерывности знаний о ЯМ, категоризации ЯМ, измеряемого материального баланса ЯМ.

Условие регулярного измерения ЯМ является центральным элементом в новой нормативной системе. В связи с этим в Правилах подчеркиваются требования к контролю качества измерений.

Особое внимание в «Основных правилах» уделяется главным учетным процедурам, включающим измерения ЯМ, передачу и физическую инвентаризацию ЯМ. Их правильное исполнение является залогом успешного функционирования системы учета и контроля ядерных материалов (СуиК ЯМ).

В «Основных правилах» отражена тенденция усиления приборного контроля ЯМ. Так, важное место в правилах отводится техническим средствам контроля доступа к ЯМ. Таким образом, для современных СуиК ЯМ в качестве необходимого элемента вводятся инструментальные методы обнаружения и сдерживания попыток несанкционированных действий с ЯМ.

Требования «Основных правил» относятся также и к информационной системе УиК ЯМ, в том числе, к системе учетных и отчетных документов. Эти требования унифицируют формы представления информации и позволяют легко переходить к компьютеризированному информационному обеспечению функционирования СуиК ЯМ. Последнее, как известно, позволяет резко повысить возможности информационного обеспечения СуиК ЯМ.

Важным вопросом является наличие нормативной базы в области физической защиты ЯМ. В эту базу входят документы международного и российского уровней.

1. Международные:

INFCIRC /225/ rev. 4 «Методические рекомендации по ФЗ ЯМ» (МАГАТЭ);

INFCIRC /274/ rev. 2 «Конвенция по физической защите ЯМ» (МАГАТЭ).

2. Федеральные:

«Правила физической защиты ядерных материалов, ядерных установок и пунктов хранения ядерных материалов» (утверждены постановлением Правительства РФ от 19 июля 2007 г. № 456). Правила устанавливают требования по обеспечению физической защиты ЯМ, ЯУ и ПХ ЯМ на всей территории РФ, обязательные для выполнения всеми юридическими лицами, независимо от форм собственности, источников финансирования и ведомственной принадлежности, осуществляющими ядерную деятельность, а также федеральными органами исполнительной власти, координирующими и контролирующими ядерную деятельность.

3. Отраслевые:

- Отраслевая программа «Совершенствование физической защиты ЯМ, ЯУ и ПХ ЯМ» (утверждена приказом № 458 от 25.07.2000);

- «Правила безопасности при хранении и транспортировке ядерного топлива на объектах атомной энергетики» (утверждены приказом № 252 от 26.05 1992);

- «Правила ядерной безопасности при хранении и транспортировке ядерно-опасных делящихся материалов» (утверждены замминистра Минатома СССР от 04.02.1991);

- «Положение об общих требованиях к системам физической защиты ядерно-опасных объектов Минатома России».

В настоящее время важнейшей задачей является доведение основных положений этих документов до сознания каждого работника ядерного предприятия с тем, чтобы они стали действенным инструментом и надежным звеном при специальном обращении с ЯМ и обеспечении гарантий нераспространения.

5.2. Учет и контроль ядерных материалов [6]

5.2.1. Система учета и контроля ядерных материалов

Учет ядерных материалов (ЯМ) – совокупность мер и технических средств, которые позволяют с достаточной надежностью определять наличные количества и потоки ЯМ.

В Законе об использовании атомной энергии предусматривается, что для ЯМ должна быть создана государственная система их учета и контроля. Государственная система учета и контроля ЯМ включает несколько уровней. Это, прежде всего, федеральный общегосударственный уровень. То есть Правительство РФ должно иметь данные по ядерным материалам в стране для того, чтобы принимать стратегические решения относительно них (как, например, соглашение по ВОУ-НОУ между Россией и США).

Второй уровень – это ведомственный уровень. Сюда входят те министерства, которые располагают ядерными материалами.

В каждом ведомстве имеются эксплуатирующие организации, т.е. комбинаты, концерны, научные центры, которые непосредственно эксплуатируют ядерные установки. До последнего времени система учета и контроля ЯМ ограничивалась уровнем эксплуатирующих организаций. В новой системе материально-балансового учета вводятся еще зоны материального баланса, где и формируются все исходные данные о ЯМ.

Надо сказать, что учет ЯМ велся всегда. Раньше учет ЯМ велся лишь в рамках бухгалтерской системы, когда ЯМ рассматриваются в их стоимостном выражении. Недостаточность этого подхода заключалась в том, что измерения ЯМ проводились, лишь когда этого требовал технологический процесс. В остальном велся только бумажный учет. Все это могло приводить к потере достоверности данных о ЯМ. Другая система учета и контроля, лишенная отмеченных недостатков, находит все большее признание у нас в стране. Это система измеряемого материального баланса. В отличие от бухгалтерского учета ядерные материалы измеряются при всех значимых операциях с ними, включая, например, операцию их передачи. И при этом учитывается вероятностная, статистическая природа результатов измерения ЯМ. Новая система учета и контроля позволяет не только повысить достоверность данных о ЯМ, но и сдерживать потенциальные несанкционированные действия с ЯМ, вовремя обнаруживать и пресекать возникающие ошибки персонала.

Зона баланса материалов (ЗБМ) – центральное понятие в системе измеряемого материального баланса ЯМ. ЗБМ является элементарной структурной единицей государственной системы учета и контроля ЯМ. ЗБМ представляет собой административно установленную замкнутую область, где на основании измеренных величин определяют все входящие и выходящие потоки ЯМ и, на периодической основе, их наличное количество.

Цель контроля – обеспечение сохранности и требуемого порядка в обращении с ЯМ. Существуют три уровня контроля:

- 1) контроль ЯМ на предприятиях, в том числе организационные меры и инженерно-технические средства контроля ЯМ;
- 2) государственный контроль в форме надзорной деятельности Ростехнадзора;
- 3) международный контроль ЯМ.

Основная работа по развитию систем учета и контроля ложится, конечно, на те организации, в которых есть ЯМ. И в этих организациях должна быть выполнена целая серия мероприятий. При этом система учета ЯМ любого ядерного предприятия должна включать три главных компонента: информационную учетную систему; измерения ЯМ; физические инвентаризации.

5.2.2. Определения, основные принципы и структура учета и контроля ЯМ

Учет ядерных материалов – определение количества ядерных материалов, составление, регистрация и ведение учетных и отчетных документов. Компоненты учета: системы учета, физические инвентаризации, измерения и контроль измерений.

Контроль ядерных материалов – административный контроль за наличием и перемещением ядерных материалов, включающий контроль доступа к ядерным материалам, оборудованию и информации, наблюдение за ядерными материалами, проверку санкционированного размещения и перемещения ядерных материалов.

Управление системой УиК включает системы для сбора и обработки данных, базы данных, компьютерные системы для УиК.

Оборудование, используемое в СУиК:

- компьютеризованная система учета ЯМ;

- источники данных и записывающее оборудование, системы учетных измерений;

- камеры и хранилища ядерных материалов;

- пункты контроля и устройства индикации вмешательства (УИВ).

Порядок работы СУиК:

- контроль за доступом и данными о ядерных материалах;

- измерения и контроль измерений;

- учет передачи материалов, порядок проведения инвентаризации;

- расследование аномалий и порядок их устранения.

Административный контроль:

- управление системой и материалом;

- обучение персонала;

- проверка и оценка системы.

Ядерные материалы – материалы, содержащие или способные воспроизвести делящиеся (расщепляющиеся) ядерные вещества.

Ядерная установка – сооружения и комплексы с ядерными реакторами, в том числе атомные станции, суда и другие плавсредства, космические и летательные аппараты, другие транспортные и транспортабельные средства; сооружения и комплексы с промышленными, экспериментальными и исследовательскими ядерными реакторами, критическими и подкритическими ядерными стендами; сооружения, комплексы, полигоны, установки и устройства с ядерными зарядами для использования в мирных целях; другие содержащие ядерные материалы сооружения, комплексы, установки для производства, использования, переработки, транспортирования ядерного топлива и ядерных материалов.

Зоной баланса материалов называется территориально и административно установленная в пределах ядерной установки или пункта хранения ядерных материалов зона для учета и контроля ядерных материалов, в которой на основании измерений определяется количество ядерных материалов при каждом их перемещении в зону и из нее и подводится баланс материалов за установленный период времени. Зоны баланса материалов (ЗБМ) устанавливаются эксплуатирующими организациями. В каждой ЗБМ должны быть определены ключевые точки измерения ядерных материалов.

Пункты хранения ядерных материалов и радиоактивных веществ, хранилища радиоактивных отходов – не относящиеся к ядерным установкам и радиационным источникам стационарные объекты и

сооружения, предназначенные для хранения ядерных материалов и радиоактивных веществ, хранения и захоронения радиоактивных отходов.

Ключевая точка измерений – место, где ядерные материалы могут быть измерены для определения их потока или наличного количества.

Ядерные материалы должны подлежать учету и контролю, начиная с минимального количества (см. табл. 3.1). Ядерные материалы классифицируются по категориям в целях обеспечения дифференцированного подхода к определению процедур, методов учета и контроля в зависимости от степени привлекательности ЯМ для несанкционированного использования. Категории ядерных материалов, т.е. количественные характеристики значимости ЯМ с точки зрения учета и контроля ЯМ, определяются в табл. 5.2–5.5.

Плутоний, образовавшийся в продуктах, облученных в ядерных реакторах, должен ставиться на учет после выгрузки продуктов из ядерного реактора. С этого же момента уран и уран-235, выгоревшие в реакторе, должны сниматься с учета. Массы ядерных материалов в продуктах, находящихся в ядерном реакторе, в целях учета принимаются неизменными с момента загрузки в реактор до момента выгрузки облученных продуктов из реактора.

Физическая инвентаризация заключается в определении фактически наличного количества ЯМ путем измерений. В процессе физических инвентаризаций ЯМ выполняются проверки данных учета, атрибутивных признаков, измерения количественных характеристик ЯМ. По завершении физической инвентаризации (ФИ) должен подводиться **баланс ЯМ**, т.е. определяться инвентаризационная разница (ИР) и ее погрешность в ЗБМ для каждого ЯМ. В новой системе учета периодическое проведение физических инвентаризаций в ЗБМ является обязательным.

Баланс ЯМ – сравнительный итог документально зарегистрированного и имеющегося в наличии количества ЯМ в ЗБМ за межбалансовый период.

Межбалансовый период (МБП) – период времени между двумя последовательными ФИ.

Инвентаризационная разница – разница между фактически наличным и документально зарегистрированным количеством ЯМ. ИР для данного ЯМ в ЗБМ определяется с помощью уравнения:

$$\text{ИР} = \text{КК} - \text{ДК} = \text{КК} - \text{УВ} + \text{УМ} - \text{НК},$$

где КК – фактически наличное количество ЯМ в ЗБМ, определенное в результате данной физической инвентаризации; ДК – документально зарегистрированное количество ЯМ в ЗБМ на начало инвентаризации; УВ – определенное и документально зарегистрированное увеличение количества ЯМ в ЗБМ за данный МБП в результате всех поступлений, работ и т.д.; УМ – определенное и документально зарегистрированное уменьшение количества ЯМ в ЗБМ за данный МБП в результате всех отправок из ЗБМ, ядерных превращений, потерь и т.д.; НК – наличное количество ЯМ в ЗБМ, определенное и документально зарегистрированное на начало данного МБП.

Выводы о недостатке (излишке) ЯМ, об отсутствии аномалий в учете и контроле ЯМ должны делаться на основании результатов определения фактически наличного количества ЯМ, а также путем сравнения полученной величины ИР с ее допустимой величиной для каждой ЗБМ.

Учет ядерных материалов должен основываться на результатах измерений количественных характеристик ЯМ.

Допускается:

- использование результатов предыдущих измерений количественных характеристик ЯМ, если их достоверность подтверждена надлежащим состоянием примененных систем контроля доступа (СКД), соответствующими подтверждающими измерениями;
- применение расчетных методов (методик), основанных на результатах предварительных измерений, экспериментальных исследований.

К ядерным материалам применяются СКД, подтверждающие достоверность предыдущих измерений количественных характеристик и атрибутивных признаков ЯМ.

Средства контроля доступа – технические средства, предназначенные для обнаружения несанкционированных изъятия, использования, перемещения ЯМ, проникновения в зону ограниченного доступа. Подразделяются на системы наблюдения и устройства индикации вмешательства (УИВ).

Устройство индикации вмешательства – техническое устройство, имеющее индивидуальный номер или другой идентификатор, защищенное от возможности снятия и повторного использования без нарушения его целостности или изменения одного (нескольких) из поддающихся регистрации параметров и предназначенное для обнаружения несанкционированного доступа к ЯМ (например, пломбы).

Учетные измерения – измерения количественных характеристик ядерных материалов, продуктов, результаты которых вносятся в учетные документы.

Подтверждающие измерения – измерения, результаты которых используются для подтверждения всех или некоторых количественных характеристик и (или) атрибутивных признаков ЯМ, учетных единиц, продуктов.

Атрибутивные признаки – признаки, однозначно подтверждающие наличие или отсутствие какого-либо атрибута предмета. Атрибуты – характеристики предметов (например, идентификатор предмета, местоположение предмета, состояние УИВ, которыми снабжен предмет, геометрические размеры, нетто- и брутто-масса предмета и т.п.), допускающие проверку их наличия средствами визуального и оперативного инструментального контроля.

Устанавливается единая система отчетности для всех уровней учета и контроля ЯМ. Исправление учетных данных допускается только путем внесения новой записи в учетные документы с сохранением ошибочно сделанной записи. Исправление отчетных данных допускается только путем представления новых отчетных документов. Системы учета и контроля ЯМ на всех уровнях должны обеспечивать сохранность и защиту информации.

5.2.3. Учетные ядерные материалы

Учету и контролю должны подлежать ядерные и специальные неядерные материалы.

Ядерные материалы:

- плутоний;
- уран;
- уран-233;
- уран-235;
- торий;
- нептуний-237;
- америций-241;
- америций-243;
- калифорний-252.

Специальные неядерные материалы:

- литий-6;
- тритий;
- дейтерий, за исключением дейтерия, содержащегося в тяжелой воде, применяемой в качестве замедлителя в ядерных реакторах.

Учету и контролю должны подлежать ЯМ, содержащиеся во всех продуктах, за исключением:

- урана, содержащегося в руде, а также в промежуточных продуктах, перерабатываемых на горно-металлургических предприятиях. Учету на этих предприятиях подлежит уран, содержащийся в готовых продуктах – оксиде или соли урана;

- тория, содержащегося в руде, а также в промежуточных продуктах, перерабатываемых на горно-металлургических предприятиях. Учету на этих предприятиях подлежит торий, содержащийся в готовых продуктах – оксиде или соли тория;

- ЯМ, содержащихся в закрытых источниках ионизирующего излучения;

- обедненного урана, содержащегося в защитных контейнерах транспортных упаковочных комплектов, радиационных головках гамма-дефектоскопов, облучательных головках гамма-терапевтических аппаратов, транспортно-перезарядных контейнерах и других подобных им специфических изделиях, используемых для радиационной защиты при транспортировании и хранении радиоактивных веществ;

- нептуния-237, америция-241, америция-243, калифорния-252 в облученных продуктах, а также америция-241 в плутонийсодержащих продуктах. Указанные ЯМ подлежат учету после их выделения;

- лития-6, если его содержание в литии не превышает 7,5 атомных процентов;

- дейтерия, содержащегося в водородосодержащих материалах, если относительное изотопное содержание дейтерия не превышает 50 атомных процентов;

- радиоактивных отходов ЯМ, находящихся в хранилищах радиоактивных отходов.

Снятию с учета должны подлежать:

- ЯМ, использованные для изготовления компонентов ядерных боеприпасов, ядерных зарядов и их составных частей, с момента постановки таких ЯМ на учет в системе государственного учета и контроля ЯМ, предназначенных для оборонных целей;

- ЯМ, использованные для изготовления закрытых источников ионизирующего излучения с момента их отправки из ЗБМ организации-потребителю;

- обедненный уран, использованный для изготовления защитных контейнеров транспортных упаковочных комплектов, радиационных головок гамма-дефектоскопов, облучательных головок гамма-терапевтических аппаратов, транспортно-перезарядных контейнеров и других подобных им специфических изделий, используемых для радиационной защиты при транспортировании и хранении с момента их отправки из ЗБМ организации-потребителю в виде готовых изделий;

- ЯМ, содержащиеся в радиоактивных отходах, находящихся в хранилищах радиоактивных отходов.

ЯМ должны быть поставлены на учет в ЗБМ после их производства или поступления из другой ЗБМ той же эксплуатирующей организации или ЗБМ другой эксплуатирующей организации.

ЯМ должны быть сняты с учета в ЗБМ после их отправления в другую ЗБМ той же эксплуатирующей организации или в ЗБМ другой эксплуатирующей организации.

ЯМ, которые содержатся в продуктах, полученных в результате утилизации ядерных боеприпасов, ядерных зарядов и их составных частей, должны быть поставлены на учет с момента передачи этих продуктов для использования в мирных целях.

Внесение ЯМ в Государственный регистр ядерных материалов и исключение их из Государственного регистра ядерных материалов должны производиться органом управления использованием ядерной энергии, осуществляющим учет и контроль ядерных материалов на федеральном уровне, на основе отчетных документов, представленных эксплуатирующей организацией.

Постановка ЯМ на государственный учет производится в соответствии со следующими критериями:

ЯМ, находящиеся в использовании эксплуатирующей организации, на ядерной установке, в пункте хранения ЯМ, получаемые и отправляемые эксплуатирующей организацией, должны подлежать учету и контролю, если значения их масс в течение любого 12-месячного периода времени равны или превышают минимальное количество, указанное в табл. 5.1;

если в эксплуатирующей организации находится совокупность ЯМ или продукты, содержащие смесь ЯМ, то они подлежат учету в случае, если превышает хотя бы одно минимальное количество ЯМ, приведенное в табл. 5.1;

в отчетных документах значения масс ядерных материалов должны быть приведены в соответствии с последними значащими цифрами, указанными для каждого материала в табл. 5.1.

Таблица 5.1

**Минимальное количество ЯМ, начиная с которого
они подлежат государственному учету и контролю**

| № п/п | Ядерный материал | Минимальное количество ядерного материала | Последние значащие цифры в значении массы ядерного материала в документах |
|-------|---|---|---|
| 1 | Плутоний | 15 г | 1 г |
| 2 | Уран-233 | 15 г | 1 г |
| 3 | Уран с обогащением по изотопу U-235 более 0,72% | 15 г по изотопу U-235 | 1 г |
| 4 | Нептуний-237 | 15 г | 1 г |
| 5 | Совокупность ядерных материалов, перечисленных в пп. 1–4 таблицы | 15 г по сумме масс Pu, U-233, U-235 и Np-237 | 1 г |
| 6 | Америций-241 | 1 г | 0,1 г |
| 7 | Америций-243 | 1 г | 0,1 г |
| 8 | Калифорний-252 | 0,001 г | 0,000001 г |
| 9 | Уран с содержанием изотопа U-235 не более 0,72 % | 500 кг | 1 кг |
| 10 | Торий | 500 кг | 1 кг |
| 11 | Литий - 6 | 1 кг | 0,1 кг |
| 12 | Тритий, за исключением трития, содержащегося в тяжелой воде | 0,2 г | 0,01 г |
| 13 | Дейтерий, за исключением дейтерия, содержащегося в тяжелой воде, применяемой в качестве замедлителя в ядерных реакторах | 2 г | 0,1 г |

5.2.4. Категории ядерных материалов

Категории ядерных материалов приведены в табл. 5.2 – 5.5. Категории ЯМ соответствуют степени привлекательности ЯМ для несанкционированного использования.

Если в данной ЗБМ находятся различные ядерные материалы, различные продукты, то при определении категории ЯМ следует исходить из суммарной массы ядерных материалов тех продуктов, которые попадают в категорию с меньшим номером.

Таблица 5.2

Ядерные материалы категории 1

| Продукты | Ядерный материал | Масса ЯМ, кг, не менее |
|---|---|---|
| Металлические продукты: <ul style="list-style-type: none"> • металлические изделия, заготовки; • слитки, крупка, их сплавы и смеси; • топливные элементы и сборки, содержащие металлическое и интерметаллидное топливо; • бракованные изделия и отходы, перерабатываемые путем переплавки без растворения | Pu, ^{233}U | 2 по сумме масс Pu и ^{233}U |
| | ВОУ | 5 по изотопу ^{235}U |
| | Смесь, совокупность Pu, ^{233}U , ВОУ и др. ЯМ | 2 по сумме масс Pu, ^{233}U , ^{235}U и ^{237}Np |
| Продукты с высоким содержанием ЯМ: <ul style="list-style-type: none"> • карбиды, оксиды, хлориды, нитриды, фториды, их сплавы и смеси; • топливные элементы и сборки, содержащие топливо из вышеупомянутых соединений; • другие продукты с концентрацией (содержанием) ЯМ не менее 25 г/л (25 г/кг) | Pu, ^{233}U | 6 по сумме масс Pu и ^{233}U |
| | ВОУ | 20 по изотопу ^{235}U |
| | Смесь, совокупность Pu, ^{233}U , ВОУ и др. ЯМ | 6 по сумме масс Pu, ^{233}U , ^{235}U , ^{237}Np , Am, Cf |

Ядерные материалы категории 2

| Продукты | Ядерный материал | Масса ЯМ, кг |
|---|---|--|
| Металлические продукты: <ul style="list-style-type: none"> • металлические изделия, заготовки, слитки, крупка, их сплавы и смеси; • топливные элементы и сборки, содержащие металлическое и интерметаллидное топливо; • бракованные изделия и отходы, перерабатываемые путем переплавки без растворения | Pu, ^{233}U | $\geq 0,5$, но < 2 по сумме масс Pu и ^{233}U |
| | ВОУ | ≥ 1 , но < 5 по изотопу ^{235}U |
| | Смесь, совокупность Pu, ^{233}U , ВОУ и др. ЯМ | $\geq 0,5$, но < 2 по сумме масс Pu, ^{233}U , ^{235}U , ^{237}Np , Am, Cf |
| Продукты с высоким содержанием ЯМ: <ul style="list-style-type: none"> • карбиды, оксиды, хлориды, нитриды, фториды, их сплавы и смеси; • топливные элементы и сборки, содержащие топливо из вышеупомянутых соединений; • другие продукты с концентрацией (содержанием) ЯМ не менее 25 г/л (25 г/кг) | Pu, ^{233}U | ≥ 2 , но < 6 по сумме масс Pu и ^{233}U |
| | ВОУ | ≥ 6 , но < 20 по изотопу ^{235}U |
| | Смесь, совокупность Pu, ^{233}U , ВОУ и др. ЯМ | ≥ 2 , но < 6 по сумме масс Pu, ^{233}U , ^{235}U , ^{237}Np , Am, Cf |
| Продукты с низким содержанием ЯМ: <ul style="list-style-type: none"> • продукты, требующие сложной обработки; • продукты с концентрацией (содержанием) ЯМ от 1 до 25 г/л (25 г/кг) | Pu, ^{233}U | ≥ 16 по сумме масс Pu и ^{233}U |
| | ВОУ | ≥ 50 по изотопу ^{235}U |
| | Смесь, совокупность Pu, ^{233}U , ВОУ и др. ЯМ | ≥ 16 по сумме масс Pu, ^{233}U , ^{235}U , ^{237}Np , Am, Cf |

Ядерные материалы категории 3

| Продукты | Ядерный материал | Масса ЯМ, кг |
|--|---|--|
| Металлические продукты: <ul style="list-style-type: none"> • металлические изделия, заготовки, слитки, крупка, их сплавы и смеси; • топливные элементы и сборки, содержащие металлическое и интерметаллидное топливо; • бракованные изделия и отходы, перерабатываемые путем переплавки без растворения | Pu, ^{233}U | $\geq 0,2$, но $< 0,5$ по сумме масс Pu и ^{233}U |
| | ВОУ | $\geq 0,5$, но $< 0,1$ по изотопу ^{235}U |
| | Смесь, совокупность Pu, ^{233}U , ВОУ и др. ЯМ | $\geq 0,2$, но $< 0,5$ по сумме масс Pu, ^{233}U , ^{235}U , ^{237}Np , Am, Cf |
| Продукты с высоким содержанием ЯМ: <ul style="list-style-type: none"> • карбиды, оксиды, хлориды, нитриды, фториды, их сплавы и смеси; • топливные элементы и сборки, содержащие топливо из вышеупомянутых соединений; • другие продукты с концентрацией (содержанием) ЯМ не менее 25 г/л (25 г/кг) | Pu, ^{233}U | $\geq 0,5$, но < 2 по сумме масс Pu и ^{233}U |
| | ВОУ | ≥ 2 , но < 6 по изотопу ^{235}U |
| | Смесь, совокупность Pu, ^{233}U , ВОУ и др. ЯМ | $\geq 0,5$, но < 2 по сумме масс Pu, ^{233}U , ^{235}U , ^{237}Np , Am, Cf |
| Продукты с низким содержанием ЯМ: <ul style="list-style-type: none"> • продукты, требующие сложной обработки; • продукты с концентрацией (содержанием) ЯМ от 1 до 25 г/л (25 г/кг) | Pu, ^{233}U | ≥ 3 , но < 16 по сумме масс Pu и ^{233}U |
| | ВОУ | ≥ 8 , но < 50 по изотопу ^{235}U |
| | Смесь, совокупность Pu, ^{233}U , ВОУ и др. ЯМ | ≥ 3 , но < 16 по сумме масс Pu, ^{233}U , ^{235}U , ^{237}Np , Am, Cf |

Таблица 5.5

Ядерные материалы категории 4

| Продукты | Ядерный материал | Масса ЯМ, кг, не более |
|---|---|---|
| Металлические продукты: • металлические изделия, заготовки, слитки, крупка, их сплавы и смеси; • топливные элементы и сборки, содержащие металлическое и интерметаллидное топливо; • бракованные изделия и отходы, перерабатываемые путем переплавки без растворения | Pu, ^{233}U | 2 по сумме масс Pu и ^{233}U |
| | ВОУ | 0,5 по изотопу ^{235}U |
| | Смесь, совокупность Pu, ^{233}U , ВОУ и др. ЯМ | 0,2 по сумме масс Pu, ^{233}U , ^{235}U , ^{237}Np , Am, Cf |
| Продукты с высоким содержанием ЯМ: • карбиды, оксиды, хлориды, нитриды, фториды, их сплавы и смеси; • топливные элементы и сборки, содержащие топливо из вышеупомянутых соединений; • другие продукты с концентрацией (содержанием) ЯМ не менее 25 г/л (25 г/кг) | Pu, ^{233}U | 0,5, по сумме масс Pu и ^{233}U |
| | ВОУ | 2, по изотопу ^{235}U |
| | Смесь, совокупность Pu, ^{233}U , ВОУ и др. ЯМ | 0,5, по сумме масс Pu, ^{233}U , ^{235}U , ^{237}Np , Am, Cf |
| Продукты с низким содержанием ЯМ: • продукты, требующие сложной обработки; • продукты с концентрацией (содержанием) ЯМ от 1 до 25 г/л (25 г/кг) | Pu, ^{233}U | 3 по сумме масс Pu и ^{233}U |
| | ВОУ | 8 по изотопу ^{235}U |
| | Смесь, совокупность Pu, ^{233}U , ВОУ и др. ЯМ | 3 по сумме масс Pu, ^{233}U , ^{235}U , ^{237}Np , Am, Cf |
| Все другие продукты, включая: а) продукты, содержащие Pu, ^{233}U , ВОУ с концентрацией (содержанием) менее 1 г/л (1 г/кг); б) любые соединения урана с содержанием ^{235}U менее 20 %; в) любые продукты с мощностью поглощенной дозы на расстоянии 1 м без защиты не менее 1 Гр/ч = 100 рад/ч; г) любые соединения: плутония с содержанием изотопа плутония-238 более 80 %; тория, нептуния-237, америция-241, америция-243 и калифорния-252; д) специальные неядерные материалы и любые их соединения | | Суммарная масса всех ядерных материалов не менее минимальных количеств, приведенных в табл. 3.1 |

5.2.5. Зоны баланса материалов и ключевые точки измерений

Количество ЗБМ и границы ЗБМ должны быть установлены эксплуатирующей организацией, исходя из требований обеспечения учета и контроля ЯМ в каждой ЗБМ и перемещений ЯМ между ЗБМ. Информация о количестве и границах ЗБМ должна предоставляться органу управления использованием атомной энергии, осуществляющему учет и контроль ЯМ на ведомственном уровне, органу управления использованием атомной энергии, осуществляющему учет и контроль ЯМ на федеральном уровне, и органу государственного регулирования безопасности при использовании атомной энергии, осуществляющему надзор за системой государственного учета и контроля ЯМ (Ростехнадзор).

ЗБМ следует организовывать с учетом следующих требований:

- масса ЯМ, поступающего в ЗБМ и отправляемого из ЗБМ, должна определяться на основе измеренных характеристик ЯМ (кроме случаев, когда допускается применение расчетных методик), результатов полного пересчета и идентификации учетных единиц, тары, в которой находится ЯМ, по данным сопроводительной документации, паспортным данным ЯМ;
- структурные подразделения эксплуатирующей организации, такие как заводские лаборатории, зоны перевалки и склады, а также участки с ЯМ, требующие специальной защиты информации, должны быть выделены в специальные ЗБМ.

В ЗБМ должны устанавливаться ключевые точки измерений (КТИ), в которых с помощью аттестованных для применения методик и средств должны измеряться содержание, масса, изотопный состав, другие количественные характеристики ЯМ или проверяться атрибутивные признаки ЯМ.

Выбор КТИ в ЗБМ должен осуществляться таким образом, чтобы обеспечить измерение потока и фактическое наличие ЯМ в ЗБМ.

Меры контроля доступа к ядерным материалам

Учет и контроль ЯМ должен поддерживаться принятием мер по сохранению и (или) подтверждению имеющейся информации о ЯМ. Эти меры должны включать организационные, технические мероприятия, средства контроля доступа, а также их комбинации и обеспечивать непрерывный контроль доступа к ЯМ.

Устройства индикации вмешательства (УИВ)

УИВ устанавливаются в местах доступа в помещения, камеры, боксы, на контейнеры и другое оборудование, где имеются ЯМ, и на учетные единицы. Работоспособность и состояние УИВ должны проверяться периодически с частотой большей, чем частота физической инвентаризации. Результаты таких проверок должны регистрироваться документально. В промежутках между инвентаризациями необходимо выполнять выборочную проверку УИВ в ЗБМ. При определении объема случайной выборки необходимо исходить из требования подтверждения с доверительной вероятностью, равной 0,95, нахождения в надлежащем состоянии не менее 95 % УИВ. Применение УИВ и обращение с УИВ в эксплуатирующей организации (получение, приемка, хранение, установка, снятие, проверка подлинности и уничтожение снятых или недоброкачественных УИВ) должно осуществляться в соответствии с установленными эксплуатирующей организацией процедурами.

Системы наблюдения за ядерными материалами

Системы наблюдения за ядерными материалами включают:

- автоматизированные технические системы, устройства (мониторы для контроля за перемещением ЯМ, доступ персонала в помещения, датчики контроля за несанкционированным вскрытием дверей, люков, аварийные сигнализаторы и т.п.);
- технические системы, устройства для теле- или фотонаблюдения с фиксацией происходящих событий.

Система измерений ЯМ и программа контроля качества измерений для учета и контроля ЯМ

Для каждой ЗБМ должна быть разработана программа измерений, включающая в себя перечень КТИ, методик выполнения измерений, технических средств, процедур пробоотбора, сведения о периодичности проведения измерений, требуемой точности измерений, сроках и форме представления результатов измерений. Программа должна утверждаться руководителем эксплуатирующей организации и пересматриваться не реже одного раза в пять лет.

Методики выполнения измерений (МВИ) необходимо оформлять в виде отдельных нормативных документов, которые должны быть составлены в соответствии с требованиями действующих государственных стандартов.

МВИ должны быть метрологически аттестованы в соответствии с требованиями действующих государственных или отраслевых стандартов. Показатели точности МВИ в системе измерения ЯМ должны быть максимально приближены к рекомендованным международным целевым значениям.

Образцы для градуировки средств измерений и проверки правильности результатов измерений должны быть метрологически аттестованы в соответствии с требованиями действующих государственных стандартов и иметь свидетельство об аттестации с указанием их наименования, типа, аттестуемой величины и ее погрешности.

Перечень средств измерений, используемых в системе измерения ЯМ, должен содержать наименование средства, его тип, марку, заводской номер. Средства измерений должны поверяться в соответствии с действующими нормативными документами.

В каждой организации должна быть разработана и внедрена программа контроля качества измерений в рамках системы измерения ЯМ. Целью программы является обеспечение качества измерений.

Процедуры передачи ЯМ

Передача ЯМ должна допускаться только при наличии у организации-отправителя и организации-получателя лицензии органа государственного регулирования безопасности при использовании атомной энергии на обращение с ЯМ и договора на передачу в пользование ЯМ, заключенного между эксплуатирующими организациями и федеральным органом исполнительной власти, специально уполномоченным заключать договоры на передачу находящихся в федеральной собственности ЯМ в пользование юридическим лицам.

Передача ЯМ должна сопровождаться оформлением:

- предварительных уведомлений, подписанных руководителем организации-отправителя;
- приходно-расходной и сопроводительной документации.

В сопроводительных документах должны указываться данные о контейнерах с ЯМ: типы и идентификаторы печатей (пломб), массы брутто контейнеров и другие необходимые данные. Сведения о характеристиках перемещаемых ЯМ (паспортные данные) должны приводиться в документах, отправляемых специальной почтой или вместе с грузом.

При передаче ЯМ должны быть выполнены следующие процедуры:

- внешний осмотр и проверка количества учетных единиц (контейнеров), проверка УИВ, примененных к транспортному средству и (или) контейнерам с ЯМ, включающая проверку контейнеров, печатей (пломб) и мест размещения сопроводительных документов;

- подтверждающие измерения массы брутто контейнеров с ЯМ, параметров ЯМ.

Вид и объем подтверждающих измерений должны определяться документацией организации, выполняющей эти измерения, исходя из:

- вида передачи (между ЗБМ одной организации, между организациями, экспорт—импорт);

- видов ЯМ;

- количества ЯМ;

- видов продуктов;

- типа тары и УИВ;

- погрешностей измерений.

Данные, полученные в результате измерений в процессе входного (выходного) контроля, должны оформляться документально. Должны приводиться сведения о средствах и методиках измерений, результаты измерений, погрешности измерений, КТИ, в которой выполнялись измерения, типы и идентификаторы УИВ, дата выполнения измерений и фамилии лиц, выполнивших измерения.

При получении ЯМ организацией-получателем в течение трех рабочих дней должны быть проверены атрибутивные признаки тары с ЯМ и выполнены подтверждающие измерения. При отсутствии замечаний должна быть произведена предварительная приемка и постановка на учет ЯМ.

Окончательная приемка и постановка на учет ЯМ должны быть произведены не позднее 10 суток после получения ЯМ и паспортов (формуляров, сертификатов) на них, если иное не оговорено международным или межправительственным соглашением или договором.

При отправлении ЯМ организация-отправитель в течение одного рабочего дня должна произвести снятие их с учета и в течение трех дней — отправку паспорта (формуляров, сертификатов) на них организации-получателю, если иное не оговорено международным или межправительственным соглашением или договором.

Данные о полученных ЯМ должны быть внесены организацией-получателем в учетные документы. Данные об отправленных ЯМ должны быть внесены в учетные документы организации-отправителя.

Расхождения данных организации-отправителя и организации-получателя о массе ЯМ при их передачах должны определяться как разница между значениями масс, указанных организацией-отправителем (паспортных данных) и полученных путем измерений организацией-получателем. Если результаты согласуются (расхождение данных организации-отправителя и организации-получателя находится в интервале, соответствующем доверительной вероятности 0,99 с учетом погрешностей измерений организации-отправителя и организации-получателя), то ЯМ должны быть поставлены на учет организацией-получателем по данным организации-отправителя.

При обнаружении статистически значимого расхождения, исходя из доверительной вероятности 0,99, данных организации-отправителя и организации-получателя, должны быть приняты меры по выявлению причин расхождения. Если наличие статистически значимого расхождения данных организации-отправителя и организации-получателя подтвердилось, то организация-получатель должна составить специальный отчет и направить его в орган управления использованием атомной энергии, осуществляющий учет и контроль ЯМ на ведомственном уровне, в орган управления использованием атомной энергии, осуществляющий учет и контроль ЯМ на федеральном уровне, и в орган государственного регулирования безопасности при использовании атомной энергии.

Физическая инвентаризация, подведение баланса материалов и оценка инвентаризационной разницы

Физические инвентаризации (ФИ) должны проводиться в следующих целях:

- определения фактически наличного количества ЯМ в ЗБМ;
- установления соответствия фактических параметров учетных единиц существующим учетным данным;
- подведения баланса ЯМ, определения ИР и ее погрешности;
- установления недостатков и нарушений в учете и контроле ЯМ.

Процедуры ФИ должны осуществляться в соответствии с методиками и инструкциями, действующими в организации.

Процедуры ФИ должны основываться на:

- подготовке к ФИ в ЗБМ;
- составлении списка наличного количества ЯМ (СНК) и списка фактически наличного количества ЯМ (СФНК) и проверке учетных документов;
- проверке соответствия СНК учетным данным;

- проверке состояния средств контроля доступа;
- учетных и подтверждающих измерениях фактически наличного количества ЯМ с учетом погрешности измерений;
- оценке величины неизмеренных потерь и ее погрешности;
- определении ИР и ее погрешности для каждого ЯМ.

Количество ЯМ, находящихся в каждой ЗБМ, должно определяться путем измерения количества и состава ЯМ в КТИ, контролироваться путем оперативно-технического учета и контрольных проверок ЯМ, периодических сверок учетных и отчетных документов и проверяться путем проведения ФИ. ФИ должна завершаться подведением баланса для каждого ЯМ в ЗБМ за МБП, определением ИР и ее погрешности с последующим статистическим анализом значимости ИР в соответствии с требованиями, установленными в документе НП-030-05 (ОПУК).

Должна быть определена масса каждого ЯМ. Значение массы ЯМ, а также значения погрешности измерения для доверительной вероятности, равной 0,95, регистрируются документально.

Ранее определенные значения массы ЯМ могут использоваться при выполнении учетных процедур (ФИ, передач ЯМ и т.д.) только в тех случаях, когда их достоверность с момента их определения до момента использования может быть подтверждена надлежащим состоянием примененных СКД и (или) подтверждена в процессе выполнения учетной процедуры измерениями количественных параметров ЯМ и (или) атрибутивных признаков ЯМ.

Объем применения подтверждающих измерений должен определяться в зависимости от объема применения и результатов проверки СКД, исходя из вероятностей обнаружения недостачи (излишка) порогового количества для каждого ЯМ, определенного в ОПУК. Статистически значимая разница между результатами учетных и подтверждающих измерений количественных параметров ЯМ, учетных единиц, продуктов должна устанавливаться на основании доверительной вероятности, равной 0,99.

В случае установления статистически значимой разницы между результатами учетных и подтверждающих измерений об этом должно быть сообщено руководству организации, а также выяснены причины возникновения разницы. При необходимости должны быть выполнены новые учетные измерения и внесены изменения в учетные документы.

ФИ для каждой ЗБМ должны выполняться периодически, а МБП устанавливаться в зависимости от категории ЯМ в ЗБМ, технологических и других особенностей организации. ФИ в ЗБМ должны быть спланированы и проведены не реже следующих временных пределов:

- для ЗБМ с ЯМ категории 1 – один календарный месяц;
- для ЗБМ с ЯМ категории 2 – три календарных месяца;
- для ЗБМ с ЯМ категории 3 – шесть календарных месяцев;
- для ЗБМ с ЯМ категории 4 – 12 календарных месяцев;
- по всем ЗБМ организации – 12 календарных месяцев.

Частота ФИ в ЗБМ может быть изменена совместно органом управления использованием атомной энергии, осуществляющим учет и контроль ЯМ на федеральном уровне, и органом государственного регулирования безопасности при использовании атомной энергии, осуществляющим надзор за системой государственного учета и контроля ЯМ, на основании представленного организацией обоснования с обязательным условием принятия дополнительных мер контроля доступа к ЯМ.

Для проведения ФИ распорядительным документом руководителя организации должны быть назначены инвентаризационные комиссии, определены сроки подготовки и проведения инвентаризации, а также время, после которого запрещаются любые перемещения ЯМ (кроме участков разделительных и радиохимических производств, использующих непрерывную технологию переработки ЯМ) на период ФИ без разрешения председателя инвентаризационной комиссии, включая отправление и получение ЯМ.

По завершении ФИ должен быть составлен акт инвентаризационной комиссии и подведен баланс ЯМ в ЗБМ, определена и проанализирована ИР, оформлены учетные документы, составлены и утверждены материально-балансовые отчеты и СФНК.

Если в результате анализа баланса ЯМ не установлена аномалия в учете и контроле ЯМ, то документально зарегистрированное в СНК количество ЯМ в ЗБМ должно использоваться в качестве наличного количества ЯМ в ЗБМ на начало следующего МБП.

Если в результате инвентаризации установлена аномалия в учете и контроле ЯМ, то ответственный за проведение инвентаризации в данной ЗБМ должен немедленно уведомить об этом председателя инвентаризационной комиссии. Для выяснения причин аномалии должны быть выполнены специальные исследования, определено и документально зарегистрировано значение наличного количества ЯМ в ЗБМ.

Недостача (излишек) учетной единицы является критерием обнаружения аномалий в учете и контроле ЯМ. Если в течение МБП, предшествующего данной инвентаризации, выполнялись учетные измерения данного ЯМ при его производстве, получении, переработке, отправлении или они производились в процессе инвентаризации, то критерием обна-

ружения аномалий в учете и контроле этого ЯМ должно являться превышение модулем ИР либо ее утроенной среднеквадратичной погрешности, либо значений любой из следующих величин при доверительной вероятности 0,95:

- 2 % от суммы зарегистрированного количества данного ЯМ и всех увеличений его количества за МБП – для промышленных ядерных установок;

- 3 % от такой же величины – для исследовательских ЯУ;

- 3 кг – по плутонию, урану-233 для ЗБМ, содержащих ЯМ категорий 1,2;

- 8 кг – по урану-235 для ЗБМ, содержащих ЯМ категорий 1, 2 и 3;

- 70 кг – по урану-235 для урана с обогащением менее 20 %.

Если в течение МБП и в процессе проведения инвентаризации учетные измерения данного ЯМ не выполнялись, а достоверность результатов предыдущих учетных измерений была обеспечена применением СКД, то выводы об отсутствии аномалий в учете и контроле ЯМ должны быть сделаны на основе результатов выборочных подтверждающих измерений, объем которых определяется по специальной методике, исходя из значений двух параметров – порогового количества ЯМ для обнаружения недостачи (излишка) ЯМ и величины вероятности обнаружения недостачи (излишка) этого порогового количества.

Для ЯМ категорий 1, 2 и 3 пороговое количество составляет:

- 3 кг – для плутония, урана-233;

- 8 кг – для урана-235.

Для урана с обогащением менее 20 % (категория 4) пороговое количество составляет 70 кг по урану-235.

Вероятность обнаружения недостачи (излишка) порогового количества ЯМ для расчета объема выборки подтверждающих измерений приведена в табл. 5.6.

Если ЯМ представлены в форме учетных единиц, целостность которых при нахождении в ЗБМ в течение МБП обеспечена их конструкцией (например, неразборные тепловыделяющие сборки или диски, блочки, изделия с ЯМ, покрытыми оболочками, в результате чего ЯМ не могут быть извлечены из них без нарушения целостности оболочек) и может быть подтверждена (например, визуальным осмотром, сравнением образов гамма- или ультразвукового сканирования швов сварки), то для этих ЯМ при расчете выборки для подтверждающих измерений применяются параметры обнаружения, аналогичные применяющимся к ЯМ с УИВ.

Вероятность обнаружения недостачи (излишка) порогового количества ЯМ для расчета объема выборки подтверждающих измерений

| Объем применения СКД к ЯМ | Вероятность обнаружения, %, не менее | |
|---|--------------------------------------|-------------------------------|
| | Для категорий 1, 2, 3 | Для категории 4 |
| Только одно УИВ | 50 | 30 |
| Только одна система наблюдения | 50 | 30 |
| Одновременно два вида разных СКД | 25 | 9 |
| Одновременно <i>n</i> видов разнообразных СКД | 100 (0,5) ^{<i>n</i>} | 100 (0,3) ^{<i>n</i>} |

Если результаты проверки СКД или целостности учетных единиц позволяют сделать вывод о несанкционированном доступе к какому-либо ЯМ, проводится специальное расследование.

Учетные, отчетные документы. Предварительные уведомления

Учетные документы должны вестись для каждой ЗБМ и содержать данные о каждом виде ЯМ, включая:

- количество ЯМ в ЗБМ;
- изменения количества ЯМ в ЗБМ.

В учетных документах должны быть отражены все изменения количества ЯМ для каждой партии, характеристики партии и исходные данные для формирования партии, указаны даты изменения количества ЯМ, ЗБМ организации-отправителя и ЗБМ организации-получателя.

Данные, используемые для определения количественных и качественных изменений ЯМ в ЗБМ, включая результаты калибровки, проверки и поверки всех средств измерений, данные об отборе проб и результате их анализа, результаты контроля качества измерений, случайные и систематические ошибки измерений, должны быть отражены в соответствующих документах.

В каждой организации в рамках единой системы форм отчетности должны быть созданы и действовать следующие отчетные документы:

- отчет об изменении инвентарного количества (ОИК);
- материально-балансовый отчет (МБО);
- список наличного количества ЯМ (СНК);
- список фактически наличного количества ЯМ (СФНК);
- специальный отчет (СО).

Отчетные документы организации направляются на регулярной, заранее согласованной основе, в эксплуатирующую организацию, в органы управления использованием атомной энергии, а также в орган управления использованием атомной энергии, осуществляющий учет и контроль ядерных материалов на федеральном уровне. ОИК, СНК, СФНК должны составляться по ЗБМ и по эксплуатирующей организации. Эти отчеты должны содержать информацию о наличном количестве ЯМ и их перемещениях между ЗБМ или между эксплуатирующими организациями. ОИК и СНК по ЗБМ должны направляться в службу, осуществляющую на регулярной основе учет ЯМ в эксплуатирующей организации, непосредственно после события, связанного с каждым изменением количества ЯМ, или ежемесячно по имевшимся в этот период изменениям количества ЯМ, но не позднее чем через 15 дней после последнего дня месяца, в котором произошли указанные изменения.

ОИК эксплуатирующей организации должны направляться ежеквартально и содержать данные об имевшихся в этот период изменениях инвентарного количества ЯМ. За отчетные периоды, в течение которых не было изменений инвентарного количества ЯМ, эксплуатирующая организация и ЗБМ должны направлять форму отчета, заполненную в установленном порядке, с указанием, что за отчетный период инвентарное количество ЯМ не изменилось.

По результатам ФИ в ЗБМ должен быть подготовлен МБО. В МБО ЗБМ в виде отдельных записей по каждому ЯМ должны быть отражены:

- начальное зарегистрированное количество ЯМ;
- увеличение и/или уменьшение количества ЯМ за отчетный МБП;
- конечное фактически наличное количество ЯМ, установленное по результатам ФИ;
- значение ИР и погрешности ее определения.

В МБО эксплуатирующей организации должен быть показан баланс ЯМ, основанный на фактически наличном количестве ЯМ, определенном в ходе ФИ. В данном МБО в виде отдельных записей по каждому виду ЯМ должны быть отражены:

- начальное зарегистрированное количество ЯМ;
- конечное зарегистрированное и фактически наличное количество ЯМ, установленное по результатам ФИ.

Если при сравнении фактически наличного количества ЯМ с конечным зарегистрированным в СНК наличным количеством была выявлена аномалия, то к МБО должны прилагаться необходимые документы, под-

тверждающие обоснованность принятия наличного количества ЯМ в качестве начального для следующего МБП.

Одновременно с МБО должен быть составлен СФНК на конец МБП. Для ЗБМ этот список должен быть составлен на дату ФИ в виде последовательных записей для каждого вида и партии материала с указанием идентификационных и других характеристик для каждой партии и вида ЯМ отдельно. Ответственный за учет и контроль в ЗБМ должен направить МБО и СФНК ЗБМ в службу учета ЯМ эксплуатирующей организации в 15-дневный срок после определения наличного количества ЯМ.

СО должен быть составлен эксплуатирующей организацией в случае выявления утраты, хищения, несанкционированного использования, при обнаружении недостачи (излишка) ЯМ, а также в случае превышения установленного предела для значения ИР или статистически значимых расхождений данных организации-отправителя и организации-получателя. СО должен представляться в соответствующие органы управления использованием атомной энергии и в орган государственного регулирования безопасности при использовании атомной энергии в течение 24 часов с момента установления вышеуказанных фактов. СО должен содержать:

- описание обстоятельств, события и (или) серии событий, связанных с ЯМ, в отношении которых имело место несанкционированное действие;
- идентификацию и определение вида ЯМ;
- исходные данные для определения количественных характеристик ЯМ;
- принятые меры и программу последующих действий для решения возникших проблем.

Отчетные документы организации по ЗБМ предоставляются органу государственного регулирования безопасности при использовании атомной энергии (или его территориальному органу) по запросу.

Предварительные уведомления о передаче ЯМ

При передаче ЯМ между эксплуатирующими организациями организация-отправитель не менее чем за семь дней до отправления ЯМ должна направить предварительное уведомление об отправлении ЯМ организации-получателю и в структурное подразделение органа государственного регулирования безопасности при использовании атомной энергии, осуществляющее надзор в организации-отправителе.

При проведении экспортно-импортных операций, а также при передаче ЯМ между эксплуатирующими организациями разных ведомств организация-отправитель и организация-получатель не менее чем за 15 дней до даты предполагаемого отправления (получения) должны направить предварительные уведомления в органы управления использованием атомной энергии, в орган управления, осуществляющий учет и контроль ЯМ на федеральном уровне и в орган государственного регулирования безопасности при использовании атомной энергии.

В случае unplanned отправок по специальному распоряжению соответствующих органов исполнительной власти предварительные уведомления должны быть направлены не позднее трех дней после определения сроков отправления.

После получения и постановки на учет ЯМ организация-получатель должна направить в соответствующие органы подтверждение факта его получения, используя форму предварительных уведомлений, в которой заполняются соответствующие позиции.

Учет и контроль ЯМ в эксплуатирующих организациях

Учет и контроль ЯМ в эксплуатирующих организациях должен включать нормативную и техническую документацию, систему измерений ЯМ, учетные и отчетные документы. В эксплуатирующей организации должно быть разработано и утверждено руководителем положение (инструкция) об учете и контроле ЯМ, в котором отражается:

- организация работ по учету и контролю ЯМ в эксплуатирующей организации и в ЗБМ, структура и состав работников, занятых учетом и контролем ЯМ. Права и обязанности этих работников определяются положениями о подразделениях, должностными и рабочими инструкциями;
- количество ЗБМ, их границы и структура;
- применяемые в эксплуатирующей организации методики и средства измерений для учета и контроля ЯМ;
- СКД к ЯМ;
- перечень и формы учетных и отчетных документов;
- порядок контроля состояния учета и контроля ЯМ в ЗБМ;
- порядок расследования аномалий в учете и контроле ЯМ;
- порядок подготовки и допуска работников к работам по учету и контролю ЯМ;
- сроки составления СНК в ЗБМ и в целом по эксплуатирующей организации;

- порядок проведения ФИ.

Достоверность представления в системе учета и контроля ЯМ в ЗБМ данных об идентификаторах учетных единиц, идентификаторах УИВ и местоположении учетных единиц должна быть не менее 99 %.

Для каждой ЗБМ должны быть разработаны и утверждены руководителем эксплуатирующей организации инструкции по учету и контролю ЯМ, в которых должны быть определены:

- ключевые точки измерений, а также применяемые в них методики и средства измерений;
- СКД к ЯМ;
- процедуры учета и контроля ЯМ, применяемые в данной ЗБМ;
- процедуры оценки потерь ЯМ.

Любые потери ЯМ должны быть определены с помощью измерений или расчетных методик, основанных на результатах предварительных измерений или экспериментальных исследований. Максимальные допустимые величины потерь ЯМ должны быть согласованы с органом управления использованием атомной энергии, осуществляющим учет и контроль ЯМ на федеральном уровне.

Приказом руководителя эксплуатирующей организации для каждой ЗБМ должны назначаться лица, материально ответственные за ЯМ, находящиеся в данной ЗБМ (кладовщики, ответственные хранители и т.д.), с которыми должны быть заключены договоры о материальной ответственности.

Передача ЯМ от материально ответственных лиц другим лицам должна быть оформлена документально. Передача ЯМ, находящихся в технологическом процессе, с одной технологической операции на другую или между сменами должна быть оформлена документально.

Ведомственный контроль за государственным учетом и контролем ЯМ

Порядок осуществления ведомственного контроля за государственным учетом и контролем ЯМ, взаимоотношения представителей ведомств и эксплуатирующих организаций с ответственными лицами и работниками, порядок проведения инспекционных проверок должны устанавливаться ведомственным положением об учете и контроле ЯМ. Частота проверок эксплуатирующей организации на ведомственном уровне должна быть не меньше одного раза в пять лет. При обоснованной необходимости орган управления использованием атомной энергии должен

проводить внеплановые проверки состояния учета и контроля в эксплуатирующей организации, поставив в известность руководителя эксплуатирующей организации не менее чем за пять суток до начала проверки. После каждой проверки должен быть составлен акт о ее результатах, с которым в обязательном порядке должно быть ознакомлено руководство эксплуатирующей организации до представления его на утверждение.

Деятельность по ведомственному контролю должна включать:

- контроль ведения учетных и отчетных документов;
- проверку соблюдения требований к учету и контролю ЯМ в ЗБМ, эксплуатирующих организациях;
- сверку данных учетных и отчетных документов;
- проверку порядка проведения ФИ и подведения баланса ЯМ;
- проверку порядка использования СКД;
- проверку наличия ЯМ в местах их нахождения;
- проверку наличия и качества методик и средств измерений, применяемых для учета и контроля ЯМ, в том числе путем выполнения дополнительных измерений параметров ЯМ работниками эксплуатирующих организаций;
- проверку процедур оценки потерь ЯМ;
- контроль проведения исследований эксплуатирующими организациями причин и обстоятельств аномалий в учете и контроле ЯМ, принятия соответствующих мер.

Требования к работникам, осуществляющим учет и контроль ЯМ

Работники, осуществляющие учет и контроль ЯМ, должны проходить обучение по выполнению соответствующих процедур, а также периодическую проверку знаний согласно установленному в эксплуатирующей организации порядку. Периодичность проведения проверок знаний процедур учета и контроля ЯМ для различных категорий работников должна быть установлена руководителем эксплуатирующей организации. Проверки должны проводиться не реже одного раза в три года.

5.3. Физическая защита ядерных материалов и установок

5.3.1. Основные понятия [6]

Как отмечалось ранее, составной частью системы мероприятий по обеспечению сохранности ядерных материалов является их физическая защита (ФЗ).

Введем некоторые основные термины и определения.

Физическая защита — совокупность организационных мероприятий, инженерно-технических средств и действий подразделений охраны в целях предотвращения диверсий или хищений.

Хищение ЯМ — несанкционированное изъятие и перемещение ЯМ за пределы охраняемой зоны.

Диверсия — любое преднамеренное действие в отношении ЯМ, ядерных установок, пунктов хранения ЯМ или перевозящих ЯМ и ядерные установки транспортных средств, способные прямо или косвенно привести к аварийной ситуации и создать угрозу здоровью или жизни людей в результате воздействия радиации и радиоактивного загрязнения окружающей среды.

Нарушитель — лицо, совершившее или пытающееся совершить несанкционированное действие, а также лицо, оказывающее содействие в этом.

Несанкционированное действие — совершение или попытка совершения вмешательства, диверсии, хищения ЯМ, несанкционированного доступа, проноса (провоза) запрещенных предметов, вывода из строя средств физической защиты.

Физическая защита обеспечивается на федеральном уровне и на уровне ядерного объекта (ЯО).

В частности, государство должно обеспечивать защиту ЯМ, используемого, хранящегося на ЯО или находящегося в процессе транспортирования от крупномасштабных угроз, таких как нападение на объект или транспорт с ЯМ больших групп террористов, использование ими летательных аппаратов, бронетехники и т.п.

Физическая защита ЯМ на уровне объекта осуществляется силами и средствами, находящимися на самом объекте. Это, прежде всего, войсковой контингент (силы охраны) и те инженерно-технические средства, которые используются для решения задач физической защиты.

Силы и средства физической защиты объединяются в систему физической защиты (СФЗ).

СФЗ — система организационных, административных и правовых мер и инженерно-технических средств, предназначенных для обеспечения физической защиты ЯМ и ядерных установок на конкретном ядерном объекте.

Структура СФЗ ЯО и функции ее основных подсистем показаны на рис. 5.1.

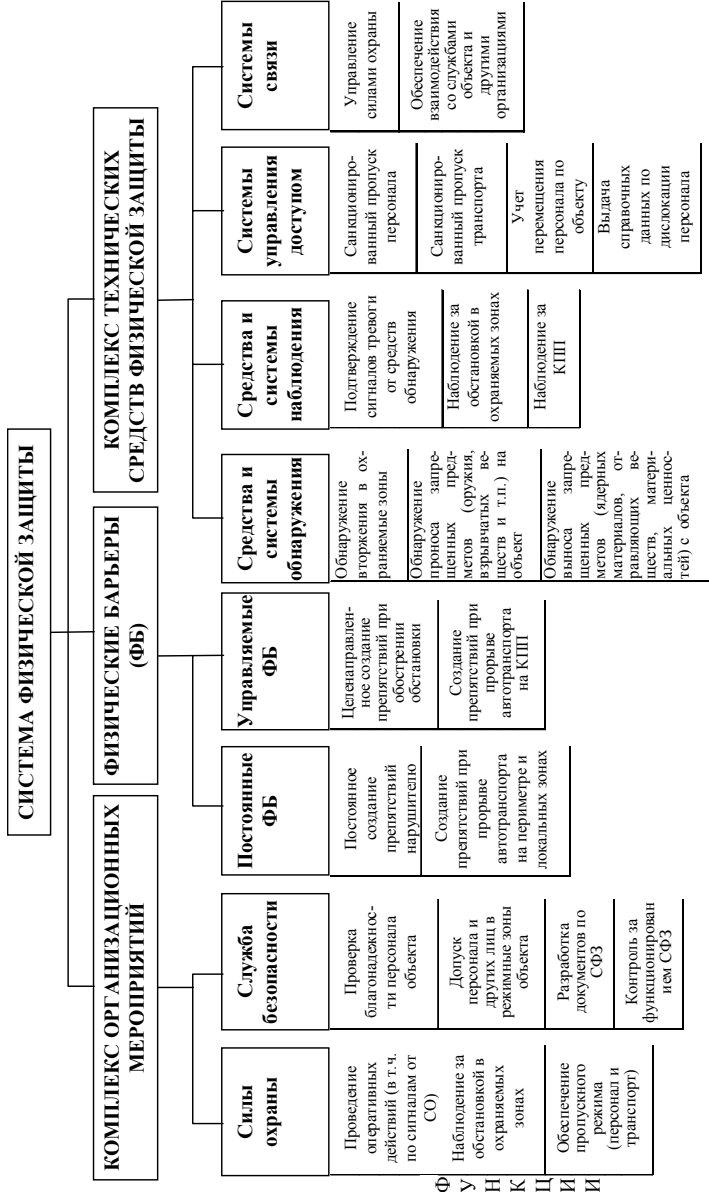


Рис. 5.1. Структура СФЗ ЯО и функции ее основных подсистем

В качестве комментария к рис. 5.1 можно отметить следующее. Основным назначением комплекса технических средств физической защиты (КТСФЗ) является получение информации о несанкционированных действиях и выработка соответствующих управляющих воздействий. Физические барьеры призваны затруднить осуществление потенциальными нарушителями запланированных акций. Организационные мероприятия, в том числе действия сил охраны по пресечению указанных действий нарушителя, устанавливают порядок (правила) на объекте в плане обеспечения ФЗ и позволяют в итоге завершить решение задач по защите ЯМ и пресечению акций нарушителей.

В заключение следует отметить, что СФЗ является сложной человеко-машинной системой, каждая подсистема которой выполняет определенные функции. Кроме того, следует отметить интерактивный характер процессов функционирования СФЗ. Это связано с тем, что эффективность СФЗ сильно зависит от принятых перечня угроз и моделей нарушителей, реализующих эти угрозы.

5.3.2. Внешние и внутренние нарушители (угрозы)

В настоящее время в мировом сообществе утвердилось понимание того, что наиболее опасными вызовами человечеству являются: угроза распространения оружия массового уничтожения (ОМУ), в том числе ядерного; применение силами террора все более изощренных способов совершения преступлений (агрессия исламских фундаменталистов в Чечне и события 11 сентября 2001 г. в США).

Основными угрозами ядерно-опасным объектам (ЯОО) в настоящее время рассматриваются:

- хищение ЯМ, изделий на их основе, либо информации о ЯМ и ядерных технологиях;
- террористический акт или диверсия на ядерной установке или в пункте хранения ЯМ;
- ядерный шантаж.

Эти угрозы могут иметь тяжелые последствия, включая вероятность создания ядерных взрывных устройств и непредсказуемого

их дальнейшего применения. Возросшая активизация террористических организаций в мире резко повышает значимость системы УК и ФЗ ЯМ на ядерно-опасных объектах.

Источниками угроз для ядерно-опасных объектов являются:

- ошибочные или неправильные действия персонала;
- умышленные несанкционированные действия нарушителей или персонала ЯОО;
- отказы, неисправности оборудования ЯОО, обеспечивающего работоспособность и безопасность;
- стихийные бедствия;
- техногенные катастрофы.

Угрозы для ядерно-опасных объектов, связанные с действиями нарушителя (нарушителей), могут быть разделены на внешние, внутренние и комбинированные.

Внешние угрозы исходят от лиц, не входящих в состав персонала объекта и не имеющих права доступа на территорию объекта. Внешние угрозы реализуются внешним нарушителем.

Внутренние угрозы исходят от персонала объекта и других лиц, допущенных в охраняемые зоны объекта. Внутренние угрозы реализуются внутренним нарушителем.

Комбинированные угрозы исходят одновременно от внешних и внутренних нарушителей, действующих совместно (в сговоре).

К вероятным способам осуществления угроз ЯОО со стороны внешних нарушителей можно отнести следующие:

- нападение и проникновение на ЯОО группы террористов с использованием любых возможных транспортных средств, оружия, взрывчатых и зажигательных веществ;
- проникновение группы (толпы) экстремистски настроенных противников атомной энергетики или других видов ядерной деятельности (антиядерных экстремистов) с целью занять ЯУ и совершить несанкционированные действия в связи с выдвижением политических, экономических или экологических требований;

- повреждение ими жизненно важных для ЯОО сооружений и оборудования, расположенных за пределами защищенной зоны, способное привести к опасным радиационным последствиям;

- дистанционный вывод из строя различных электронных систем и систем связи.

К вероятным способам осуществления угроз ЯОО со стороны внутренних нарушителей можно отнести следующие:

- хищение ЯМ;

- рассеяние ЯМ, в том числе, с помощью взрыва;

- повреждение персоналом ЯОО оборудования, устройств или какого-либо их элемента, способное привести к опасным радиационным последствиям;

- вмешательство в работу вычислительной техники, участвующей в управлении работой ЯУ, или инженерно-технических средств, входящих в состав СФЗ;

- вывод из строя или изменение заданных параметров используемых технических средств СФЗ любыми доступными способами;

- воздействие на технические средства СФЗ с целью их «блокировки».

Приведенный перечень воздействий не является исчерпывающим, он может дополняться, исходя из специфики конкретного объекта и особенностей его территориального расположения.

Внутренние нарушители опасны также тем, что они имеют высокую профессиональную квалификацию, могут обладать не только знанием уязвимых мест объекта и СФЗ, но и имеют право доступа к ним и к соответствующей информации.

Для того чтобы понять, кто может осуществить угрозы, определяется модель нарушителя. Модель нарушителя представляет собой совокупность его качественных и количественных характеристик, и складывается из следующих составляющих:

- типы (категории) нарушителей, которые могут воздействовать на объект;

- цели, которые могут преследовать нарушители каждой категории;

- мотивацию действий нарушителей каждой категории;
- возможное количество нарушителей;
- используемые транспортные средства, оснащение, вооружение, инструменты, принадлежности и т.п.;
- уровень осведомленности о ЯОО, его уязвимых местах и СФЗ;
- уровень технической квалификации и подготовленности к совершению противоправных акций;
- тактику и сценарии возможных действий нарушителей, описывающих последовательность (алгоритм) и способы действий групп и отдельных нарушителей, способы их действий на каждом этапе, маршруты движения.

Основными категориями нарушителей являются внешние нарушители, внутренние и внешние нарушители в сговоре с внутренними.

Внешние нарушители:

- террористы;
- преступные элементы;
- антиядерные экстремисты;
- психически неуравновешенные люди, а также люди, подверженные «радиофобии», т.е. боязни всего, что связано с радиоактивностью, что может подтолкнуть их к пособничеству нарушителям.

Внутренние нарушители:

- агрессивно настроенный персонал ЯОО;
- сотрудники, принуждаемые к содействию внешними нарушителями (путем подкупа, шантажа или угроз применения силы);
- сотрудники, имеющие преступные наклонности.

К целям, которые могут преследовать нарушители, можно отнести:

- хищение ЯМ;
- диверсию, террористический акт в отношении ЯМ, ЯУ, ПХ ЯМ;

- захват заложников, захват ЯУ, ЯМ с целью выдвижения требований путем угрозы совершения несанкционированных действий;
- воспрепятствование нормальной деятельности ЯОО;
- хищение конфиденциальной информации.

Мотивы, которые могут побудить потенциальных нарушителей к совершению преступных действий в отношении объекта:

- политические (идеологические) – связаны с политической или философской системой взглядов человека;
- экономические – вызваны неудовлетворенностью уровнем заработной платы и связаны с желанием получения финансовой выгоды;
- экологические – связаны с выдвижением требований о прекращении деятельности объекта;
- личные – связаны со специфическими обстоятельствами, характерными для отдельных лиц.

Для проникновения в охраняемые зоны внешние нарушители могут использовать:

- вооружение, взрывчатые и зажигательные вещества, специальные средства, транспортные средства (летательные аппараты, автомобили, плавсредства), снаряжение, специальные инструменты, другое оборудование;
- финансовые средства для подкупа персонала ЯОО;
- содействие со стороны персонала ЯОО;
- недостатки в системе физической защиты.

Тактика действий при проникновении в охраняемые зоны может быть:

- насильственная – с применением насилия по отношению к людям и (или) с повреждением инженерно-технических средств;
- обманная – с попыткой создать видимость санкционированности действий путем использования поддельных документов, ключей, идентификаторов личности и т.п.;
- скрытая – когда нарушитель стремится остаться незамеченным;

- комбинированная – различные сочетания вышеуказанных видов тактики.

Следует ожидать, что в процессе своих действий нарушитель будет применять любую тактику, повышающую его шансы на успешное выполнение поставленной задачи.

Общая модель нарушителя включает пять обобщенных типов потенциальных нарушителей.

Внешний нарушитель первого типа – одиночный нарушитель или малочисленная группа уголовных элементов, которые преследуют корыстные интересы. Такой нарушитель характеризуется:

- общим уровнем осведомленности о структуре и составе СФЗ (прежде всего, о технических средствах на периметре) и о расположении предметов диверсии и хищения на территории объекта;

- высокой вероятностью наличия оружия, взрывчатых и зажигательных веществ;

- стремлением избежать вооруженного конфликта с силами охраны.

Целью такого нарушителя является совершение акции (диверсии или хищения) с последующим уходом с территории объекта. Наиболее вероятная тактика действий – скрытая. Нарушитель этого типа может вступать в сговор с личным составом подразделения охраны с целью сокрытия факта своего проникновения на объект.

Внешний нарушитель второго типа – диверсионно-террористическая группа. Такой нарушитель характеризуется:

- общим уровнем осведомленности о СФЗ, основанным на ее визуальном изучении, и о расположении предметов диверсии и хищения на территории объекта;

- высокой вероятностью наличия холодного и огнестрельного оружия (в том числе автоматического), взрывчатых и зажигательных веществ;

- высоким уровнем подготовки к преодолению физических барьеров, сигнально-заградительных и сигнализационных рубежей;

- готовностью вступить в открытый вооруженный конфликт с подразделениями охраны ЯОО;

- возможностью (в зависимости от численности) разделяться на группы, решающие различные тактические задачи;
- возможным наличием в группе лиц, способных пожертвовать собой для достижения целей акции.

Наиболее вероятная тактика действий – насильственная с вооруженным нападением и прорывом системы охраны (в том числе с применением транспортных средств), захват заложников (по необходимости). Нарушитель этого типа может вступать в сговор с персоналом объекта или личным составом подразделений охраны для получения дополнительной информации.

Внутренний нарушитель первого типа – сотрудник ядерно-опасного объекта из числа обслуживающего персонала, имеющий право доступа на территорию и внутрь вспомогательных сооружений, но не имеющий права постоянного доступа к местам хранения ядерных материалов и уязвимым местам ЯУ. Возможная мотивация – личные мотивы, шантаж с чьей-либо стороны, преследование корыстных целей, религиозный экстремизм. Этот нарушитель характеризуется:

- общим уровнем осведомленности о системе охраны и высоким – о расположении отдельных предметов диверсии и хищения на территории объекта (при этом его уровень подготовленности к преодолению СФЗ низкий);
- возможным наличием огнестрельного оружия, взрывчатых и зажигательных веществ;
- неподготовленностью к вооруженному конфликту с подразделениями охраны ЯОО.

Наиболее вероятная тактика действия – скрытая. Такой нарушитель может являться источником информации о ЯОО и СФЗ для внешних нарушителей, а также соучастником акций внутренних нарушителей других типов.

Внутренний нарушитель второго типа – сотрудник ЯОО, имеющий непосредственный доступ к предметам диверсии и хищения, в остальном характеризуется так же, как внутренний нарушитель первого типа.

Наиболее вероятная тактика действий – скрытая. Возможно перемещение ядерного материала за пределы хранилища с его последующим выносом за территорию ЯОО (скрыто или по подложным документам). Нарушитель этого типа может вступать в сговор как с внешними нарушителями для передачи им информации, так и с внутренним нарушителем первого типа для выноса (вывоза) с территории ЯОО похищенного ядерного материала.

Внутренний нарушитель третьего типа – личный состав подразделения охраны или сотрудник службы безопасности ЯОО. Нарушитель этого типа характеризуется:

- высоким уровнем осведомленности о расположении предметов диверсии и хищения, построении и функционировании СФЗ;
- доступом к СФЗ и аппаратуре управления ею и, как следствие, высоким уровнем подготовленности к скрытому преодолению рубежей СФЗ;
- наличием личного оружия и возможностью его санкционированного проноса и применения в пределах ЯОО;
- подготовленностью к вооруженному конфликту с силами охраны ЯОО.

Наиболее вероятная тактика действий – скрытая (в том числе с отключением технических средств СФЗ). Нарушитель этого типа может вступать в сговор как с внешними нарушителями, так и с внутренними нарушителями других типов, используя их в качестве исполнителей или пособников акций, или сам может являться пособником акции.

Опасность, связанная с ядерными материалами, имеет три источника.

1. Люди – умышленные, неумышленные или неправильные действия персонала объекта или внешние нарушители.
2. Дефекты или отказы оборудования на площадках, на которых расположены ядерные материалы.
3. Природные катастрофы или тяжелые аварии, вызванные внешними событиями, форс-мажорными обстоятельствами.

Здесь мы остановимся на угрозах, вызванных людьми, группами людей или организациями. Основная внешняя угроза исходит из следующих групп.

Террористические организации

Цели террора:

1. Получение ядерных материалов для оружия.
2. Повреждения систем безопасности, приводящие к тяжелым авариям с выбросом радиоактивности.
3. Ядерный шантаж и создание панических настроений мирового масштаба.

Тактика:

1. Тайное хищение.
2. Хищение с использованием оружия для преодоления сил обороны.
3. Хищение при содействии внутренних сообщников.

Неподдающиеся международному влиянию (мошеннически действующие) страны

Цели:

1. Получение ядерных материалов для обладания ядерным арсеналом.
2. Получение секретной информации по созданию ядерных вооружений.

Тактика:

1. Тайное хищение.
2. Хищение при содействии внутренних сообщников.

Криминальные организации

Цели:

1. Получение ядерных материалов для продажи их другим криминальным структурам.
2. Получение ядерных материалов для шантажа правительства.
3. Получение секретной информации создания ядерных вооружений для продажи ее другим криминальным структурам.

Тактика:

1. Тайное хищение.
2. Хищение при содействии внутренних сообщников.

Антиядерные организации и организации по защите окружающей среды

Цели:

1. Дискредитация российской политики по обеспечению безопасной эксплуатации ядерных объектов путем демонстрации возможности проникновения на охраняемые объекты и территории.

Тактика:

1. Проникновение и прорыв в системах технической и физической безопасности – с помощью или без помощи внутренних сообщников.

Конкурирующие страны

Цели:

1. Получение секретной информации относительно характера производства на ядерном объекте и используемой технологии получения ядерных материалов.

Тактика:

1. Вытягивание информации у неподозревающего работника.
2. Хищение информации и технологии при содействии внутренних сообщников.

Системы УК и ФЗ ЯМ высокоэффективны при использовании против внешних противников, когда они действуют в одиночку и не используют недостатки в элементах защиты, контроля и наблюдения, вызванные ошибками персонала. Внешняя угроза значительно усиливается при введении внутренних противников системы УК и ФЗ ЯМ, деградированной в результате некачественных действий человека.

Посвященный человек (или как его еще называют – носитель критических знаний) представляет наибольшую угрозу для хищения или переключения ядерных материалов и для секретной информации, имеющейся на данной площадке.

5.3.3. Подсистема охранной сигнализации

Важным моментом при построении и функционировании СФЗ является получение информации о совершении (попытке соверше-

ния) несанкционированного действия. Эту функцию осуществляют средства обнаружения (СО), объединяемые в систему охранной сигнализации (СОС).

Средство обнаружения — техническое устройство, предназначенное для автоматической подачи сигнала тревоги в случае несанкционированного действия в зоне, на которую оно рассчитано.

Система охранной сигнализации — совокупность средств обнаружения, тревожно-вызывной сигнализации, системы сбора, обработки и отображения информации в СФЗ.

СО могут быть классифицированы следующим образом.

По условиям применения:

- внешние (периметры, локальные зоны);
- внутренние (здания и помещения).

По принципу действия:

- электроконтактные;
- оптические (в т.ч. инфракрасные);
- емкостные;
- индуктивные;
- вибрационные;
- сейсмические;
- акустические (в том числе ультразвуковые);
- радиолучевые;
- радиолокационные;
- на основе «линии вытекающей волны»;
- комбинированные;
- прочие.

В основу классификации СО по физическим принципам положено взаимодействие объекта обнаружения (нарушитель) с различными физическими полями.

В процессе проектирования КТСФЗ важны характеристики отдельных его элементов, в том числе и СО.

В качестве основных характеристик СО обычно выбираются:

- вероятность обнаружения;
- среднее время наработки на ложное срабатывание;

- среднее время наработки на отказ;
- среднее время восстановления;
- стоимость.

Вероятность обнаружения влияет на эффективность СФЗ в целом.

Наработка на ложное срабатывание или их частота — эксплуатационная характеристика, определяющая, насколько КТСФЗ приносит «пустые хлопоты» силам охраны. Важен также психологический аспект, заключающийся в снижении доверия к сигналам и притуплении бдительности при частых ложных тревогах.

Наработка на отказ и время восстановления — надежность характеристики, также влияющие на эффективность и удобство эксплуатации КТСФЗ.

Стоимость — характеристика, учет которой важен при проектировании КТСФЗ.

На рис. 5.2 приведены примеры применения средств обнаружения на периметре и в помещении ЯО.

Сигналы от средств обнаружения, расположенных в различных местах объекта: на периметре, территории, в зданиях и помещениях, передаются по линиям связи на пульт (пульты) физической защиты. Операторы пультов анализируют сигналы, после чего выбирается тактика действий сил реагирования по противодействию нарушителей и защите ЯМ и ЯУ.

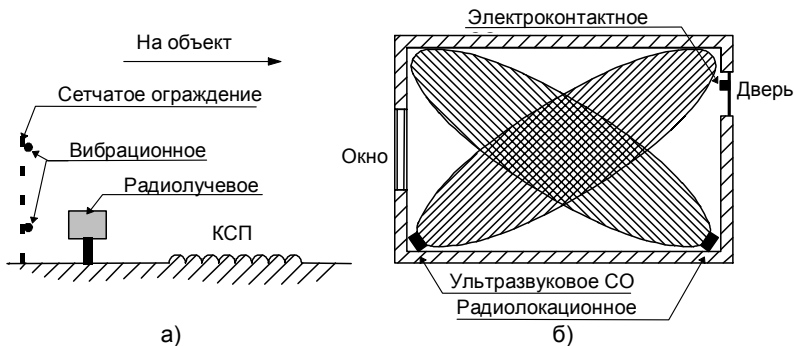


Рис. 5.2. Пример применения СО: а – на периметре; б – в помещении

Совокупность СО, линий связи и пультов (обрабатывающих и отображающих информацию центров) образует систему охранной сигнализации (СОС).

5.3.4. Подсистема оценки ситуации

Проблема ложных срабатываний заставляет нас задуматься о путях повышения доверия к сигналам срабатывания СО. Старым проверенным, но несовременным способом является организация на периметрах ЯО контрольно-следовых полос (КСП), на которых остаются следы нарушителя, вторгнувшегося на объект. Применительно к помещениям для подтверждения сигналов тревоги используются печати и пломбы.

Более современным способом подтверждения сигналов тревоги является применение средств и систем телевизионного наблюдения (СТН).

Все рассмотренные средства, как старые, так и новые, можно объединить в общую группу средств и систем оценки ситуации, позволяющих повысить достоверность первичной информации, получаемой от СО, а также в ряде случаев (телевидение) получить дополнительную информацию о нарушителе (численность, направление движения нарушителей и т.п.), позволяющих организовать адекватное противодействие акциям нарушителей.

5.3.5. Подсистема управления доступом

В связи с тем, что в процессе функционирования ЯО необходимо обеспечить санкционированный доступ персонала и транспорта на объект и в отдельные его зоны, на ЯО создается специальная подсистема, которая по определенным признакам отделяет «своих» (персонал, командированных на ЯО лиц и т.п.) от «чужих» (нарушителей).

Допуск – оформление в установленном порядке разрешения на проход/проезд в охраняемые зоны, проведение определенной работы, получение определенных документов и сведений.

Доступ

1. Реализация возможности:

- нахождения в охраняемой зоне;
- получения информации и документов;
- выполнения работ с ЯМ и т.д.

2. Проход/проезд в охраняемые зоны ядерного объекта, ядерной установки, пункта хранения ЯМ.

Примером элемента указанной подсистемы является часовой, осуществляющий контрольно-пропускные функции. В настоящее время он все чаще заменяется автоматическими техническими устройствами.

Кроме того, важными элементами системы управления доступом (СУД) являются средства обнаружения проноса/(провоза) на ЯО или выноса (вывоза) с ЯО запрещенных предметов (оружия, взрывчатых веществ, ядерных материалов и т.п.) на объект (с объекта).

Система управления доступом — подсистема СФЗ, обеспечивающая решение задач управления доступом в охраняемые зоны.

Для осуществления всех перечисленных функций на ЯО организуются внешние и внутренние контрольно-пропускные пункты (КПП).

Системы и средства управления доступом предназначены для применения:

- на внешних людских контрольно-пропускных пунктах (КПП);
- на внешних авто- и ж/д транспортных КПП;
- на внутренних людских КПП;
- на входах в режимные помещения;
- в местах хранения предметов физической защиты (сейфы и т.п.).

Можно привести следующие методы идентификации личности: по присвоенным признакам:

- пропуск с шифром;
- цифровой код;

по присущим человеку признакам:

- геометрия руки;

- структура глаза;
- голос;
- динамика подписи;
- внешний вид (компьютерная фотография);
- прочие.

В качестве примеров элементов СУД можно привести:

- шлюзовые кабины для внешних и внутренних (вход в локальные зоны) КПП;
- турникеты на входах в отдельные охраняемые зоны;
- дверные терминалы, управляющие доступом в охраняемые помещения.

Кроме того, на КПП могут применяться технические средства обнаружения проноса (провоза) вышеуказанных запрещенных предметов.

Конкретный состав устройств и их расположение на объекте определяются в процессе проектирования СФЗ в целом.

В качестве основных характеристик СУД можно привести следующие:

- вероятность обнаружения нарушения процедуры прохода (идентификационных признаков и т.п.);
- вероятность ложного обнаружения указанного нарушения;
- среднее время наработки на отказ;
- среднее время восстановления;
- стоимость.

Относительно последних трех приведенных характеристик можно дать те же комментарии, что и для СО.

Первая характеристика влияет на эффективность СФЗ в целом.

Вторая характеристика определяет удобство эксплуатации СУД. Следует отметить, что СУД позволяет упорядочить доступ в отдельные охраняемые зоны объекта, разделить людские и транспортные потоки между охраняемыми зонами объекта. С помощью СУД обеспечивается санкционированный доступ персонала именно в те зоны, куда имеется допуск.

СУД позволяет решить задачу противодействия внутренним нарушителям.

В связи с большими возможностями, которые открывает использование современной вычислительной техники, наметилась тенденция интеграции СУД с системами охранной сигнализации и создания интегрированных систем управления доступом и охранной сигнализации (СУДОС).

Кроме того, наметились пути интеграции СФЗ с системой учета и контроля ЯМ. СУД является основным «стыковочным» элементом при обеспечении указанной интеграции.

Отдельно следует сказать о других технических устройствах, обеспечивающих управление доступом. Это, прежде всего, управляемые запирающие устройства (замки), которые могут входить в составные части СУД, например, в кабины, а могут устанавливаться отдельно (замки на дверях). В последнем случае логично их считать скорее управляемыми физическими барьерами, которые будут описаны ниже.

5.3.6. Физические барьеры

Физические барьеры (ФБ) играют важную роль в СФЗ.

Физический барьер — физическое препятствие, обеспечивающее задержку нарушителя.

Действительно, недостаточно получить сигнал от СО или от элементов СУД о несанкционированных действиях. Необходимо еще обеспечить выполнение условия, чтобы время действий нарушителя (T_n) было больше времени действий сил реагирования (T_{cp}). Важно, чтобы у последних был резерв времени, т.е. выполнялось условие $T_n > T_{cp}$ или $\Delta T_{cp} = T_n - T_{cp} > 0$, где ΔT_{cp} — резерв времени сил реагирования.

ФБ предназначены для всемерной задержки нарушителя и увеличения T_n .

Задержка нарушителя — принятие мер, направленных на замедление продвижения нарушителя к цели по территории охраняемой зоны.

Физические барьеры могут быть постоянными и управляемыми (см. рис. 5.1).

При классификации физических барьеров можно выделить:

1) существующие на объекте ФБ:

- элементы строительных конструкций (стены, перекрытия, двери);

- элементы рельефа местности, растительность;

2) искусственно созданные ФБ:

- заграждения на периметре, локальных зонах;

- тамбуры, решетки, усиленные двери в зданиях и помещениях;

- противотаранные устройства на транспортных КПП;

- специальные ФБ (светозвуковые, дымовые, пенообразующие и т.п.).

Можно также говорить о технических средствах воздействия (ТСВ) на нарушителя (электрошок, газовые генераторы и др.), однако их применение на ЯО должно быть санкционировано соответствующими законодательными актами.

5.3.7. Силы реагирования

Задачу по пресечению акций нарушителей в конечном итоге решают силы реагирования (СР). Иными словами, когда поступает информация (от технических средств или от часовых) о попытках вторжения нарушителя на объект или в отдельные его охраняемые зоны, СР начинают действовать. При этом выбор тактики действий СР зависит от требований соответствующих нормативных документов, например, Устава МВД, и от конкретно сложившейся обстановки.

Весь персонал СР состоит из отдельных групп, каждая из которых решает свою задачу. Например, тревожная группа направляется к месту срабатывания СО, группа усиления движется к наиболее уязвимым местам объекта с целью усиления их охраны и т.п.

Как будет показано далее, от выбранной тактики зависят временные соотношения. Например, изменяя дислокацию СР и приближая их к местам возможных действий, мы уменьшаем $T_{ср}$.

5.3.8. Организационные мероприятия

И, наконец, очень важно, чтобы все компоненты СФЗ действовали, как слаженный механизм. В процессе функционирования СФЗ на объекте должен соблюдаться порядок, который устанавливается организационными мероприятиями. Эти мероприятия включают:

- действия персонала ЯО в штатных и чрезвычайных ситуациях;
- взаимодействие различных служб объекта, причастных к ФЗ, а также с «внешним миром» (муниципальными властями, вышестоящими организациями, силовыми структурами);
- техническое обслуживание инженерно-технических средств физической защиты.

Мероприятия должны регламентироваться нормативными документами (положениями, инструкциями и т.п.). Это позволяет снизить субъективизм при функционировании СФЗ. Например, в отсутствие регламентирующих документов решение в тех или иных ситуациях будет принимать руководитель соответствующего уровня, т.е. эти решения будут существенно зависеть от его личностных качеств. Жесткий и негибкий руководитель службы безопасности создает массу проблем для нормального функционирования объекта, и, наоборот, если он не в меру мягок, это снизит контроль на ЯО и в конечном итоге ослабит его физическую защиту.

Следует отметить, что в современных СФЗ на технические средства возлагается выполнение все большего числа организационных функций. Например, современные СУД обеспечивают выполнение «правила двух» лиц.

Правило двух лиц — принцип групповой ответственности (включая вскрытие и сдачу помещений под охрану), основанный на наблюдении одних лиц за действиями других с целью уменьшения возможности совершения несанкционированных действий.

Другой пример. В системы сбора и обработки информации встраивается хронометр, который запускается в момент выхода (выезда) тревожной группы (ТГ) на сигнал тревоги. Когда ТГ достигает нужного участка, она должна там отметиться. Это позволяет уточнить времена движения персонала охраны и соответственно итоговое время $T_{\text{ср}}$.

5.3.9. Интеграция СФЗ и СУиК ЯМ в рамках единой системы национальных гарантий нераспространения

Кроме традиционных путей независимого совершенствования СФЗ и СУиК ЯМ представляется перспективным усиление сохранности ЯМ за счет их интеграции.

В основе интеграции мер учета, контроля и физической защиты лежат общие условия функционирования этих систем на объекте. Эти условия определяются спецификой технологических процессов с ЯМ на объекте и их информационного обеспечения. Среди них можно выделить:

- категории находящихся на объекте ЯМ;
- формы локализации ЯМ на объекте;
- информационное обеспечение работ с ЯМ на объекте.

Углубление процесса интеграции подсистем ФЗУК ЯМ отвечает потребностям их развития и совершенствования. При этом формы интеграции СФЗ и СУиК ЯМ могут быть различными. Они определяются спецификой функционирования этих систем на конкретных ядерных установках. В настоящее время наиболее перспективными формами интеграции систем считаются:

- информационная – информационный обмен данными и создание баз данных общего пользования в рамках СФЗ и СУиК ЯМ;
- организационная – совместное участие служб в осуществлении основных операций с ЯМ (передачи ЯМ, инвентаризация ЯМ и другие);
- техническая – использование общих технических устройств (например, для видеонаблюдения участков с ЯМ).

Использование компьютерных сетей закладывает хорошие предпосылки для развития процесса интеграции. В этих условиях СФЗ и СУиК ЯМ могут находить общий язык посредством использования общих информационных ресурсов и обмена данными. Однако следует с осторожностью проектировать локальные компьютерные сети, ибо информация в сфере СФЗ является чувствительной.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Murray J. Energy demands and the nuclear role // IAEA. Innovative Technologies for Nuclear Fuel Cycles and Nuclear Power, Vienna, June 2003.
2. Ryskamp J.M. A Technology roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems Executive Summary, Working Group report, Idaho National Laboratory, 2001.
3. Kryuchkov E.F., et.al. Evaluation of Self-Protection of 20 % Uranium Denatured with ^{232}U Against Unauthorized Reenrichment, Nuclear Science & Engineering, 162, 208-213, 2009.
4. Mark J. C. Explosive Properties of Reactor-Grade Plutonium. – Science & Global Security, Vol. 4, pp. 111-128.
5. Пшакин Г.М., Гераскин Н.И., Мурогов В.М. и др. Ядерное нераспространение. – М.: МИФИ, 2006.
6. Основы учета, контроля и физической защиты ядерных материалов: Учебное пособие/Под ред. Э.Ф. Крючкова. М.: МИФИ, 2007.
7. Федеральный Закон «Об экспортном контроле» от 18 июля 1999 г. № 183-ФЗ. Принят Государственной Думой 22 июня 1999 г.