

УДК [621.039+621.311.24:621.039]:614.876(470+571)

ИНЖЕНЕРНО-ЭКОЛОГИЧЕСКИЕ ОСОБЕННОСТИ ВЫВОДА ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ПРОМЫШЛЕННЫХ УРАН-ГРАФИТОВЫХ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ И ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК

М.С. Хвостова

Филиал Санкт-Петербургского государственного морского технического университета (Севмашвтуз), г. Северодвинск

E-mail: marinakhvostova@list.ru

Освещены вопросы предстоящего вывода из эксплуатации промышленных уран-графитовых ядерных реакторов и исследовательских ядерных установок. Показано, что основные вопросы обеспечения радиационной безопасности связаны с обращением с облученными графитовыми кладками, активированными металлоконструкциями, радиоактивными отходами и отработавшим ядерным топливом.

Ключевые слова:

Уран-графитовые ядерные реакторы, исследовательские ядерные установки, радиоактивные отходы, отработавшее ядерное топливо.

Key words:

Uranium-graphite nuclear reactors, nuclear research facilities, radioactive waste, spent nuclear fuel.

Введение

С конца сороковых годов до середины шестидесятых в СССР было введено в эксплуатацию тринадцать уран-графитовых реакторных установок промышленного назначения (ПУГР). Большая часть этих установок были прямоточными (со сбросом охлаждающей активной зоны воды в открытый водоем). Пять установок работали в двухцелевом режиме, т. е. помимо наработки оружейного плутония вырабатывали также тепло и электроэнергию.

Основными причинами прекращения эксплуатации промышленных реакторов являются:

- выработка ресурса реактора и реакторного оборудования;
- несоответствие действующим нормам и правилам;
- падение спроса на вырабатываемую продукцию.

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

Как и все объекты использования атомной энергии, ИЯУ представляют собой источники ядерной и радиационной опасности. Несмотря на более низкие мощности и, соответственно, меньшие количества радиоактивных веществ, образующихся в результате эксплуатации ИЯУ, их потенциальная опасность для населения и окружающей среды все же велика в силу ряда специфических особенностей. Вывод из эксплуатации ИЯУ также имеет свою специфику.

Вывод из эксплуатации промышленных уран-графитовых ядерных реакторов

Промышленные реакторы первого и второго поколений были спроектированы без учета требо-

ваний ремонтпригодности или имели очень низкие показатели этой характеристики. Это связано с тем, что предполагаемое время их эксплуатации составляло менее 10 лет. Фактически срок эксплуатации составил 30–40 лет. Лишь отдельные реакторы были остановлены и выводятся из эксплуатации, не выработав проектного срока (таблица) [1, 2].

Таблица. Промышленные ядерные реакторы

Предприятие, месторасположение	Название реактора	Тип реакторной установки	Поколение реакторной установки	Год		
				Ввода	Остановки	Реконструкция
Производственное объединение «Маяк», г. Озерск (г. Челябинск-65)	A	УГК	I	1948	1987	1963
	АИ-ИР	УГК	I	1951	1987	
	АВ-1	УГК	II	1950	1989	1973
	АВ-2	УГК	II	1951	1990	1972
	АВ-3	УГК	II	1952	1990	1975
	ОК-180	ТВК	I	1951	1966	–
	ОК-190	ТВК	I	1955	1965	1962
	ОК-190М	ТВК	I	1966	1985	
Сибирский химкомбинат, (СХК), г. Северск (г. Томск-7)	Руслан	ВВР	I	1979		
	Людмила	ТВК	II	1986		
	И-1	УГК	I	1955	1989	1979
	ЭИ-2	УГКЦ	II	1957	1990	1967, 1980
Горно-химический комбинат, (ГХК), г. Железногорск (г. Красноярск-26)	ОК-140	УГКЦ	III	1961	1992	1967
	ОК-204	УГКЦ	III	1963	2008	1967
	ОК-205	УГКЦ	III	1965	2008	1969
Горно-химический комбинат, (ГХК), г. Железногорск (г. Красноярск-26)	ОК-120	УГК	II	1958	1992	
	ОК-135	УГКЦ	III	1962	1993	1969
	ОК-206	УГКЦ	III	1964	2009	1970

Примечание: уран-графитовый каналный – УГК; тяжеловодный корпусной – ТВК; уран-графитовый каналный двухцелевой – УГКЦ, ВВР – водо-водяной реактор.

В утвержденной «Концепции вывода из эксплуатации промышленных уран-графитовых реакторов» [2] рассмотрены рекомендуемые варианты вывода из эксплуатации (ВЭ) промышленных уран-графитовых ядерных реакторов, основные этапы

и направления работ, принципы и критерии безопасности их проведения.

Основными разделами Концепции являются:

- Цели, назначение и область применения концепции.
 - Обоснование выбора варианта ВЭ ПУГР и площадки их размещения.
 - Основные принципы осуществления деятельности по выводу из эксплуатации реакторов.
 - Основные направления деятельности и этапы ВЭ ПУГР.
 - Обеспечение безопасности при выводе из эксплуатации реакторов.
 - Научно-техническое и технологическое обеспечение реализации концепции.
 - Финансово-экономическое обеспечение реализации концепции.
- Цель настоящей Концепции:
- формирование основных положений вывода из эксплуатации промышленных уран-графитовых реакторов — наработчиков оружейного плутония — по варианту безопасной изоляции и захоронения на месте;
 - определение направлений дальнейших работ по обоснованию предлагаемого варианта вывода из эксплуатации ПУГР в качестве базового с обеспечением ядерно- и радиационнобезопасного захоронения на месте.

Концепция разработана на основе исследований по созданию изолирующих барьеров, прогнозных расчетов и технико-экономических исследований, показывающих принципиальную возможность, безопасность, экономическую и экологическую целесообразность окончательной изоляции ПУГР как объекта захоронения уникальных радиоактивных отходов (РАО).

Основные этапы работ по выводу из эксплуатации промышленных уран-графитовых реакторов, принятые в Концепции:

- подготовка к выводу из эксплуатации;
- этап 1 — производство работ на реакторе, за пределами шахты и площадке размещения ПУГР;
- этап 2 — мониторинг;
- этап 3 — ликвидация (срок выдержки 10 лет)/долговременное хранение (гарантированный срок безопасного хранения не менее 100 лет)/захоронение без намерения ликвидации.

Решение о варианте реализации 3-го этапа принимается по завершении этапа мониторинга. В соответствии с НП-007-98 при подготовке к ВЭ ПУГР производится останов реактора и выполняются работы, связанные с полной выгрузкой ядерного топлива из реактора, включая передачу ядерного топлива из бассейнов выдержки и других транспортно-технологических емкостей на радиохимический завод для переработки или в специальное хранилище отработавшего ядерного топлива (ОЯТ).

Разработанные проекты вывода из эксплуатации промышленных реакторов имеют следующие существенные недостатки:

- отсутствуют общие требования к системе контроля состояния основных несущих металлоконструкций, необходимые для оценки несущей способности конструкций в течение 30–50 лет. Следствием этого является невозможность определения срока службы металлоконструкций ввиду неопределенности их состояния и соответственно отсутствие оптимальных вариантов укрепления металлоконструкций, что и привело к задержке реализации всего комплекса работ по второму этапу снятия с эксплуатации;
- отсутствуют доказательства невозможности образования в отглушенных пространствах взрывчатых газовых смесей под воздействием остаточной радиации;
- третий этап, представленный в проектах вывода из эксплуатации, носит концептуальный характер;
- нет конкретных планов по оптимизации дозовых нагрузок и материальных затрат на дальнейший демонтаж реактора;
- не разработаны способы демонтажа и обращения с образующимися при этом отходами разного уровня и разных видов радиоактивности. При выполнении работ по ВЭ должно быть учтено следующее:

- почти все остановленные реакторы расположены в местах с большим количеством грунтовых вод и являются активными их загрязнителями, то есть необходимо определение требований с последующей разработкой технических решений по предотвращению выноса радиоактивности;
- на территории реакторных заводов имеются захоронения и хранилища РАО разных видов;
- при разборке графитовых кладок реакторов «А», «ЭИ», «АВ-1» и «АВ-2» (ПО «Маяк») необходимо учитывать, что кладки имеют большие каверны, заделанные пастой на основе бакелитового лака.

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

Радиационная опасность остановленных реакторов обусловлена активацией быстрыми нейтронами металлоконструкций (с образованием радиоактивных нуклидов кобальта, железа и марганца), азота (с образованием радиоактивного нуклида ^{14}C) и лития (с образованием трития). Особую опасность представляют углерод и тритий, которые могут активно участвовать во всех биологических процессах и практически не выводятся из организма.

Кроме того, в результате многочисленных аварий, имевших место при эксплуатации (А, АИ, АВ-1 и АВ-2), в графитовых кладках находится относительно большое количество продуктов деления урана, попавшего в графитовые кладки при сверлении разрушившихся тепловыделяющих элементов, частично – с образованием карбидов [3].

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

В настоящее время выводятся из эксплуатации 13 ПУГР. Все выводимые из эксплуатации ПУГР приведены в ядерно-безопасное состояние и находятся в стадии подготовки к длительной выдержке. После выгрузки топлива были получены соответствующие заключения отдела ядерной безопасности Физико-энергетического института им. А.И. Лейпунского о ядерной безопасности графитовых кладок этих реакторов.

Радиационная обстановка за последние годы на выводимых из эксплуатации ПУГР характеризуется стабильностью и отсутствием превышений эффективной дозы облучения работников свыше установленных пределов. Нарушений в работе систем и оборудования, важных для безопасности, не зафиксировано.

После окончательного останова на ОАО «Сибирском химическом комбинате» (ОАО «СХК», г. Томск) реакторов АДЭ-4 и АДЭ-5 в рамках разрешенного вида деятельности на реакторе АДЭ-5 в 2009 г. начался демонтаж оборудования. Проведена кислотная отмывка 9-ти парогенераторов реактора АДЭ-5, проводятся работы по локализации источника течи промбассейна (ПБ) и транспортно-технологических емкостях (ТТЕ) зданий 450, 451, выполнен сбор россыпи облученных ДАВ-90 и ОСУБ в ПБ здания 450 и ТТЕ здания 451. Существующая система обеспечения ядерной и радиационной безопасности на Радиохимическом заводе ОАО «СХК» за отчетный период в основном соответствовала требованиям действующих норм и правил в области использования атомной энергии, условиям действия лицензий. Дозовые нагрузки на персонал не превышали установленных на предприятии контрольных уровней [4].

Оценки затрат на вывод из эксплуатации ПУГР представлены на примере реакторов АДЭ-4,5 СХК. Общие затраты на вывод из эксплуатации реакторов АДЭ-4,5 по варианту длительной выдержки (на период до 100 лет) оцениваются в 6,7 млрд р. Затраты на содержание и мониторинг остановленных реакторов АДЭ-4,5 в течение 100 лет оцениваются в 4,1 млрд р (цены 2007 г.), т. е. более 60 % от общей стоимости работ по выводу их из эксплуатации. Создание и эксплуатация комплекса по переработке образующихся при выводе из эксплуатации реакторов РАО (1500 т облученного графита, 1900 т активированного металла, 1200 т боратовой руды – в среднем на реактор), потребует дополни-

тельно свыше 3,0 млрд р. Затраты на выполнение работ по выводу из эксплуатации ПУГР по варианту «захоронение на месте» соизмеримы с затратами по подготовке реакторов к длительному хранению и составляют от 1,5 до 2 млрд р на реактор [5].

Вывод из эксплуатации исследовательских ядерных установок

До 1993 г. на территории бывшего Советского Союза эксплуатировалось более 110 исследовательских ядерных установок, расположенных, как правило, на территории крупных городов, в том числе и в Москве. Большинство исследовательских реакторов (ИР), критических (КС) и подкритических стенов (ПКС) было построено и эксплуатируется с конца 1950-х – начала 1960-х гг., и их состояние требует постоянного внимания с точки зрения обеспечения безопасности.

По состоянию на 01.01.2011 г. в России имеется 74 ИЯУ, из них – 25 – это ИР, 28 – КС, 11 – ПКС, выведено из эксплуатации – 8 ИЯУ, 2 ИЯУ сооружаются.

Из 25 действующих ИР – 50 % имеют срок эксплуатации 30 лет и более (рис. 1).

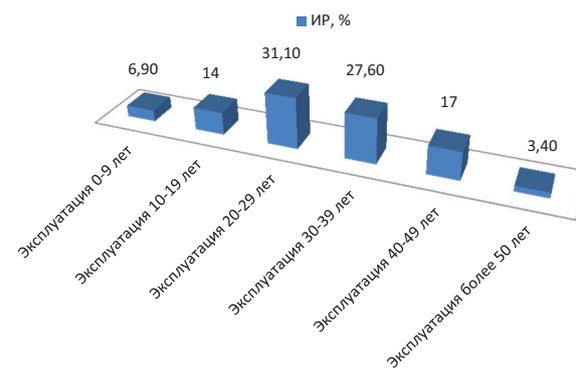


Рис. 1. Длительность эксплуатации действующих исследовательских реакторов

Аналогичная ситуация сложилась с КС и ПКС, где ~46 % составляют «старые» установки (рис. 2).

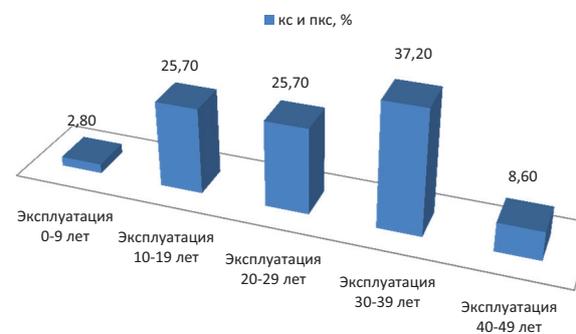


Рис. 2. Длительность эксплуатации действующих критических и подкритических стенов

По потенциальной опасности вышеназванные установки можно разделить на следующие основные группы:

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

При этом максимальный объем требований по безопасности, содержащихся в нормах и правилах, применим к 1-й и 2-й группам реакторов вышеприведенной классификации.

Сокращение объема требований для 3-й группы возможно только с учетом наличия у них свойств самозащитности и на основе конкретных обоснований безопасности, представляемых их владельцами для проведения независимой экспертизы.

Сейчас стадии вывода из эксплуатации находятся 8 ИЯУ: исследовательские реакторы ТВР (ФГУП «Государственный научный центр РФ – Институт теоретической и экспериментальной физики» (ФГУП «ГНЦ РФ-ИТЭФ»)), ВВРЛ-02 и ВВРЛ-03 (ФГУП «Научно-исследовательский институт приборов» ФГУП «НИИП»)), АСТ-1 и РБТ 10/1 (ОАО Государственный научный центр – Научно-исследовательский институт атомных реакторов (ОАО «ГНЦ НИИАР»)); критические стенды РФ-ГС и «Стрела» (Государственный научный центр РФ – Физико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского («ГНЦ РФ-ФЭИ»)), СТ-1120 (ОАО «Опытное конструкторское бюро машиностроения им. И.И. Африкантова» ОАО «ОКБМ Африкантов»). Также выводится из эксплуатации пункт хранения отработанного ядерного топлива (ПХ ОЯТ), расположенный на территории ФГУП НИИП. В 2009 г. ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ» подано заявление в Ростехнадзор на выдачу лицензии на вывод из эксплуатации исследовательского ядерного реактора АМ.

В целом процесс вывода из эксплуатации идет медленно из-за недостаточного уровня финансирования. Также одной из проблем обеспечения безопасности при выводе из эксплуатации ИЯУ является проблема вывоза ОЯТ и РАО с территорий эксплуатирующих организаций и их дальнейшей утилизации. Это в первую очередь связано с высо-

кой стоимостью услуг на данные виды работ на специализированных предприятиях.

При выводе из эксплуатации ИЯУ необходимо учитывать следующие, присущие только им особенности:

- конструктивное разнообразие ИЯУ, затрудняющее разработку унифицированных решений;
- отсутствие (в силу существовавших ограниченных со стороны секретности и общих высоких темпов проведения работ как во время создания ИЯУ, так и при различного вида реконструкциях) проектно-конструкторской документации в объемах, достаточных для полной оценки особенностей конструктивных решений как заложенных в начальные проекты, так и реализованных уже в процессе эксплуатации;
- более высокую во многих случаях в сравнении с блоками АЭС наведенную активность элементов конструкций ИЯУ, расположенных вблизи активной зоны;
- наличие в составе ИЯУ достаточно большого числа экспериментальных устройств, требующих детальной проработки технологии проведения демонтажных работ;
- условия эксплуатации ИЯУ в основном в составе научно-технических комплексов, включающих и другие радиационно опасные объекты;
- размещение ИЯУ в непосредственной близости от городских жилых районов, что выдвигает повышенные требования к безопасности при проведении работ.

В отличие от АЭС при выводе из эксплуатации ИЯУ особое внимание следует уделить отсутствию на ИЯУ:

- штатных систем дезактивации, что требует специальной разработки; эффективных и экономичных технологий дезактивации оборудования, трубопроводов и помещений;
- специальных средств технологического оснащения для демонтажа и фрагментации различного радиоактивного оборудования, систем и трубопроводов.

Обращение с радиоактивными отходами и отработавшим ядерным топливом

Существовавшие до последнего времени схемы обращения с РАО не ставили перед собой задачу окончательного решения проблемы, поскольку базировались на принципе отложенного решения, что на практике означало ограничение схемы обращения с РАО только этапами сбора и временного хранения некондиционированных отходов, а обращение с ОЯТ, не подлежащим переработке, – временным хранением в местах образования, то есть на площадках соответствующих объектов использования атомной энергии.

Неэффективность существующей системы обращения с РАО, несовершенство действующей нормативно-правовой базы обращения с РАО, предстоящее увеличение их объемов в связи с предстоящим выводом ИЯУ из эксплуатации дик-

туют необходимость создания Единой государственной системы управления деятельностью по обращению с РАО и, в первую очередь, принятие Федерального закона об обращении с РАО.

В настоящее время Госкорпорация «Росатом» подготовлен проект Федерального закона «Об обращении с РАО», который устанавливает правовые основы деятельности при обращении с отходами, определяет принципы, систему и порядок финансирования обращения с РАО. Проектом закона предусмотрено создание «Единой государственной системы управления деятельностью по обращению с РАО», которая позволит решить многочисленные проблемы по обращению с РАО.

Отработавшее ядерное топливо сосредоточено в основном на территориях следующих организаций: РНЦ «Курчатовский институт»; ФЭИ; НИИАР; СФ НИКИЭТ; филиала НИФХИ.

В имеющихся на реакторных установках РНЦ «Курчатовский институт» хранилищах ОЯТ скопилось около 900 шт. отработанных теплоделяющих сборок общей массой порядка 15 т, их суммарная активность, по экспертным оценкам, превышает $3 \cdot 10^6$ Ки. Нахождение в городской черте хранилища ОЯТ, безусловно, создает ситуацию, требующую тщательного анализа и контроля за дальнейшим его использованием.

Заключение

Вопрос вывода из эксплуатации ядерных установок с промышленными уран-графитовыми реакторами представляет собой комплекс проблем, связанных с необходимостью выбора оптимальных способов и методов обращения с накопленными РАО. Среди всей массы накопленных РАО облученный графит ПУГР занимает особое место. После длительного облучения графит не приобрел никаких свойств, которые могли бы создать область его полезного применения. Поэтому облученный графит относится к категории неиспользуемых РАО и требует индивидуального подхода при выборе способов обращения с ним.

Анализ показывает, что с позиций обеспечения радиационной безопасности на этапе длительного хранения графитовой кладки в пределах шахты представляют интерес содержащиеся в ней радионуклиды и потенциальные возможности их поступления в атмосферу и/или гидросферу, как в нормальных, так и в аварийных условиях.

На основании вышеизложенного показано, что все объекты использования атомной энергии, ИЯУ представляют собой источник ядерной и радиационной опасности. Несмотря на более низкие мощности и соответственно меньшие количества радиоактивных веществ, образующихся в результате эксплуатации ИЯУ, их потенциальная опасность для населения и окружающей среды все же велика в силу ряда специфических особенностей. Более 50 % ИЯУ имеют срок эксплуатации 30 и более лет.

Промышленные уран-графитовые ядерные реакторы, как и большинство исследовательских ядерных установок, являются радиационным наследием ранее существовавших оборонных программ, поэтому вопросы вывода их из эксплуатации решаются недостаточно оперативно, в отличие от АЭС, где отчисления на вывод из эксплуатации заложены в тарифе на выработанную электроэнергию. Вывод из эксплуатации объектов использования атомной энергии рассматривается Госкорпорацией «Росатом» как неизбежная дополнительная нагрузка к их основной деятельности. Бесперспективность такого подхода осознана в ряде зарубежных стран, где для разработки долгосрочной технической политики в области вывода из эксплуатации объектов использования атомной энергии, контроля ее исполнения и координации усилий всех причастных к этой проблеме компаний и финансовых институтов, организуются специальные агентства, деятельность которых будет сосредоточена исключительно на выводе из эксплуатации ядерных и радиационно опасных объектов. Опыт работы этих агентств заслуживает самого пристального внимания в России.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Кузнецов В.М., Чеченов Х.Ж. Российская и мировая атомная энергетика. – М.: МГУ, 2008. – 764 с.
2. Концепция вывода из эксплуатации промышленных уран-графитовых реакторов, инв. № 04 01281. Утв. Федеральным агентством по атомной энергии 04.02.2005 г.
3. Кузнецов В.М. Основные проблемы и современное состояние безопасности предприятий ядерного топливного цикла Российской Федерации. – М.: Агентство «Ракурс Продакшн», 2002. – 263 с.

4. Кузнецов В.М., Чеченов Х.Д., Никитин В.С. Вывод из эксплуатации объектов использования атомной энергии. – М.: Изд-во ООО «НИПКЦ Восход-А», 2009. – 628 с.
5. Кузнецов В.М., Никитин В.С., Хвостова М.С. Радиоэкология и радиационная безопасность (история, подходы, современное состояние). – М.: ООО «НИПКЦ Восход-А», 2011. – 1208 с.

Поступила 08.06.2011 г.