

УДК 621.039.004.75

ДОМАШЕВ Е.Д.¹, СИМАНОВСКИЙ В.М.²

¹ *Институт технической теплофизики НАН Украины*

² *Всероссийский научно-исследовательский и проектный институт энергетической технологии*

ПРИНЦИПЫ КОНСЕРВАЦИИ БЛОКА С РЕАКТОРОМ РБМК ЧЕРНОБЫЛЬСКОЙ АЭС

Викладено основні засади консервації ядерних блоків Чорнобильської АЕС. Доведено, що найбільш ефективним та економічно доцільним є варіант надовго відкладеного демонтажу (консервації) реакторної установки терміном на 30 років.

Изложены основные принципы консервации ядерных блоков Чернобыльской АЭС. Показано, что наиболее эффективным и экономически целесообразным является вариант длительно отложенного демонтажа (консервации) реакторной установки сроком на 30 лет

The principal aspects of conservation of Chernobyl nuclear power plants are presented. It has been shown that the variant of the disassemble (conservation) of the reactor plant put aside for a long time (30 year) is the most efficient and economical.

АЭС - атомная электростанция;
ГЦН - главный циркуляционный насос;
Схема «Д» - верхние баки водяной защиты;
ДКЭ - датчик контроля энерговыделения;
ЖРО - жидкие радиоактивные отходы;
КД - камера давления;
КИП - контрольно-измерительные приборы;
КМПЦ - контур многократной принудительной циркуляции;
НТУ - насосно-теплообменные установки;
ЛАЭС - Ленинградская АЭС;

РАО - радиоактивные отходы;
РБМК - реактор большой мощности, канальный;
РЗМ - разгрузочно-погрузочная машина;
СОПВ - система охлаждения питательной водой;
СУЗ - система управления защитой;
ТК - технологические каналы;
ТРО - твердые радиоактивные отходы;
ТЭО «Вектор» - технико-экономическое обоснование «Вектор»;
ЧАЭС - Чернобыльская АЭС.

Как отмечалось ранее [1, 2] одной из важнейших задач атомной энергетики является разработка и внедрение технических приемов и способов, обеспечивающих проведение работ по выводу блоков АЭС из эксплуатации.

В настоящей статье авторы попытались сформулировать основные принципы, разработанные применительно к реакторным блокам ЧАЭС, необходимость «закрытия» которой назрела давно.

Часть исходных данных принималась по материалам, разработанным для ЛАЭС, на которой установлены однотипные блоки РБМК, для которых уже разработаны аналогичные компоновочные решения [3, 4].

Основными условиями для прекращения эксплуатации АЭС (блока АЭС) являются выработка ресурсного срока работы оборудования или снижение надежности и безопасности эксплуатации реакторной установки.

В данной статье рассмотрен один из возможных вариантов прекращения эксплуатации блока АЭС - консервация блока.

Длительная консервация блока АЭС предполагает обеспечение такого его состояния, при котором оборудование, системы и здание блока сохраняются и изолируются от внешней среды путем создания дополнительных герметичных барьеров безопасности [1]. В этом случае на блоке АЭС сохраняется работоспособность штатного оборудования и сис-

тем, обеспечивающих сохранность оборудования, строительных конструкций и поддержание блока в безопасном состоянии на протяжении всего периода его консервации.

Анализ зависимости от времени вклада основных нуклидов в радиационную обстановку наиболее загрязненных помещений (реактора, КМПЦ, контура СУЗ, газового контура, систем продувки и расхолаживания) показал, что длительную выдержку этих систем следует проводить не менее 30 лет, так как дальнейшая выдержка не приведет к заметному улучшению радиационной обстановки [1]. Поэтому экономические показатели по варианту "консервация" рассчитаны для условий длительного хранения блока в течение 30 лет.

По варианту "консервации" блока предусматриваются следующие этапы выполнения работ:

I этап – подготовка к выводу из эксплуатации (продолжительность периода ~ 2 года);

II этап – консервация систем, оборудования и строительных конструкций блока, с целью создания условий для длительного безопасного хранения радиоактивных материалов в пределах существующих строительных конструкций (продолжительность периода – 5 лет);

III этап – хранение блока под наблюдением в течение ~ 30 лет.

В этот период осуществляется контроль за радиационной обстановкой в помещениях остановленного блока и окружающей среде, состоянием оборудования и систем, за сохранностью защитных барьеров.

На первом этапе проводятся следующие работы:

- останов и расхолаживание реактора;
- приведение блока в ядерно-безопасное состояние, т.е. выгрузка ядерного топлива из реактора в бассейны выдержки, удаление с блока неиспользованного свежего топлива, выдержка топлива в бассейнах при реакторе и удаление в объектовое хранилище;
- комплексное инженерное обследование блока в целях определения состояния оборудования и систем АЭС после окончательного останова блока и возможности дальнейшего их использования;
- выводятся из работы технологические системы и оборудование расположенные в блоке "А" (реакторная установка, контур многократной принудительной циркуляции, трубопроводы острого пара, питательные трубопроводы с питательными узлами регулирования, трубопроводы систем продувки и расхолаживания, вспомогательные системы ГЦН, СОПВ, система конденсации аварийных выбросов пара, контур охлаждения каналов СУЗ, КД, ДКЭ и отражателя, система уравнительных сосудов сепараторов пара, НТУ бассейнов выдержки кассет и ТК, НТУ схемы "Д", система контроля герметичности оболочек ТВЭЛов, РЗМ с системами энергообеспечения, система контроля целостности техно-

логических каналов, отделение разделки, часть подземнотранспортного оборудования) [5].

В работоспособном состоянии остаются:

- газовый контур реактора в объеме, обеспечивающем продувку кладки реактора азотом и атмосферным воздухом с очисткой;
- системы приема и перекачки трапных вод;
- системы сбора и перекачки организованных протечек;
- системы энергообеспечения;
- подъемно-транспортные механизмы;
- системы радиационного контроля, контроля температуры графита кладки реактора, влажности в реакторном пространстве, температуры и влажности в помещениях блока;
- системы контроля положения металлоконструкций реактора по реперным устройствам;
- системы промежуточного контура, технического водоснабжения, электроснабжения, управления автоматики и КИП в объеме обеспечивающем функционирование вышеуказанных систем.

Перечисленные системы должны оставаться в работоспособном состоянии на весь период консервации.

На этапе подготовки к консервации проводятся работы по обеспечению сохранности систем, оборудования и конструкций блока:

- демонтируется тепловая изоляция оборудования и трубопроводов;
- производится консервация выведенных из работы систем с целью предотвращения их разрушения;
- осуществляется ревизия, ремонт, а при необходимости, замена или реконструкция оставленных в работоспособном состоянии систем для обеспечения выполнения возлагаемых на них функций и требований действующих нормативных документов;
- консервируются строительные конструкции и опорные конструкции оборудования и трубопроводов с целью сохранения их несущей способности, укрепляются строительные конструкции для защиты реактора от повреждения;
- проводятся монтажно-демонтажные работы по герметизации шахты реактора;
- осуществляется сбор, транспортировка, переработка и захоронение радиоактивных отходов, утилизация нерадиоактивных отходов.

Особенностью этапа консервации блока является необходимость создания условий для длительного безопасного хранения радиоактивных материалов в пределах существующих строительных конструкций. Достигнутое на этапе консервации конечное состояние систем, оборудования и конструкций блока должно обеспечить безопасное его хранение под наблюдением в течение 30 лет. Более длительный срок хранения блока под наблюдением, как показали исследования, технически и экономически нецелесообразен в связи с незначительным уменьшени-

ем уровня радиоактивности и ростом текущих затрат [1].

При выведении блока АЭС с реактором типа РБМК из эксплуатации образуются следующие ЖРО:

- вода от опорожнения различных водных контуров и систем АЭС;
- растворы от дезактивации КМПЦ, помещений, поверхностей оборудования, контуров в сборе;
- сбросы из радиохимической лаборатории, санпропускников, саншлюзов, спецпрачечной;
- пульп отработавших сорбентов, шламы.

Технологический процесс переработки ЖРО состоит из следующих операций:

- прием ЖРО;
- усреднение растворов перед выпариванием с доведением до $pH \geq 9$;
- упаривание усредненных ЖРО;
- конденсация вторичного пара выпарной установки;
- доочистка конденсата до требуемых норм на ионообменных фильтрах;
- очистка газовой фазы узлов переработки ЖРО.

При осуществлении работ по дезактивации реакторного блока годовой объем поступления ЖРО составит 25000 м³ с содержанием солей 490 т.

Все ЖРО, образующиеся при выведении реакторного блока из эксплуатации, по уровню радиоактивности относятся к низко- и среднеактивным.

Локализация кондиционированных РАО возможна путем организации долговременного хранения их в бетонных защитных контейнерах на площадках АЭС или в "грязных" помещениях блока [6].

В процессе вывода из эксплуатации происходит частичная замена устаревшего оборудования штатных систем по переработке РАО.

Часть оборудования, подлежащего демонтажу, загрязнена радионуклидами и представляет собой радиоактивные отходы. В зависимости от радиоактивного загрязнения ТРО делятся на три группы:

- I группа - низкоактивные отходы;
- II группа - среднеактивные отходы;
- III группа - высокоактивные отходы.

Кроме того, в комплексе вспомогательных зданий, обеспечивающих эксплуатацию реактора блока АЭС, имеется оборудование, загрязненное ниже уровня ТРО I группы, но которое не может считаться чистым. Эти ТРО названы "условно чистыми".

Общее количество ТРО образующихся при выводе из эксплуатации одного блока АЭС составит 7869 т, в том числе:

- "условно чистых" - 1470 т;
- I группы - 1699 т;
- II группы - 4700 т.

ТРО, образующиеся при выводе блока АЭС из эксплуатации, комплектуются в основном здании в

помещениях, оснащенных подъемно-транспортными механизмами. Контейнеры с ТРО направляются либо на участки переработки (сжигание, компактирование), либо на длительное хранение в хранилища наземного типа, расположенные в районе с. Буряковка (для ЧАЭС), предусмотренные в составе комплекса "Вектор".

Потребность в обслуживающем персонале по рассматриваемым периодам определена при условии вывода из эксплуатации первого блока многоблочной АЭС.

При определении требуемой численности персонала принято:

- на этапе подготовки к выводу блока АЭС из эксплуатации в первый год работает весь эксплуатационный персонал по обслуживанию этого блока. За основу при расчете численности принято штатное расписание Ленинградской АЭС. Во второй год, в соответствии с изменением объема работ, предусматривается сокращение численности обслуживающего персонала;
- на этапе консервации предусматривается дальнейшее сокращение обслуживающего энергоблок персонала. В этот период требуется персонал по обслуживанию вспомогательных систем и оборудования, обеспечивающих нормальную работу по консервации, а также дополнительный персонал по установкам переработки РАО;
- на этапе длительного хранения блока АЭС требуется незначительное количество персонала, для обеспечения безопасного хранения энергоблока и поддержания в рабочем состоянии штатного оборудования и систем отопления, освещения, пожарной и охранной сигнализации и т.д.

В табл. 1 приведена потребная численность персонала на всех этапах вывода блока АЭС из эксплуатации.

Табл. 1. Потребная численность персонала на всех этапах вывода блока АЭС из эксплуатации.

Наименование этапа	Численность персонала, чел.
1	2
1. Подготовительный период - персонал на блоке: на 1-й год	738
на 2-й год	572
2. Период консервации на 3-й и 4-й годы, всего:	646
в том числе: - персонал на блоке;	532
- персонал по обслуживанию установок по переработке РАО	114
на 5-й-7-ой годы, всего:	587
в том числе: - персонал на блоке;	473
- персонал по обслуживанию установок по переработке РАО	114
3. Период длительного хранения энергоблока (~30 лет): - персонал по обслуживанию энергоблока	35

Капитальные затраты на консервацию блока АЭС с реактором РБМК-1000 определены сводным сметным расчетом в размере 56,2 млн. долл. США (в базовых ценах 1991 года) [3].

По направлению затраты распределены следующим образом:

строительные работы: – 15,6 млн. долл. США, или 27,8 %;
монтажные работы: – 10,4 млн. долл. США, или 18,5 %;

оборудование: – 13,5 млн. долл. США, или 24,0 %;
прочие затраты: – 16,7 млн. долл. США, или 29,7 %.

Распределение затрат по главам сводной сметы представлены в табл. 2.

Анализ затрат, приведенных в табл. 2 показал, что наибольший удельный вес приходится на затраты гл. 3, которые включают:

- хранилище - 8,3 млн. долл. США;
- здание переработки ЖРО, сжигания ТРО, цементирования золы и ЖРО – 9,8 млн долл. США;
- здание переработки металлолома – 2,3 млн долл. США.

Текущие затраты, связанные с содержанием блока, переработкой и захоронением отходов определены по каждому этапу работ.

Принимая во внимание сложившуюся практику, когда для списания с баланса выбывших из эксплуатации основных фондов требуется относительно длительное время, при расчете затрат на содержание блока АЭС в первый год после останова реактора учитываются амортизационные отчисления на реновацию оборудования и зданий. В последующие годы амортизация выбывших из эксплуатации основных фондов в смете затрат на содержание

блока АЭС не учитывается.

Затраты на содержание блока АЭС с реактором типа РБМК на первый год подготовительного периода приняты по данным ЛАЭС.

Во второй год подготовительного периода, кроме заработной платы (с отчислениями) эксплуатационного персонала блока, учтены затраты на химреактивы и вспомогательные материалы для проведения штатной дезактивации и переработку РАО. Кроме того, на первом этапе учитываются затраты на содержание установок переработки ЖРО, сжигания ТРО, цементирование золы и ЖРО, силосы для цемента, которые должны быть установлены до консервации блока. Эти затраты приняты по ТЭО "Вектор".

На втором этапе учитываются затраты на заполнение систем консервантом, который меняется ежегодно в течение 5 лет; переработку и захоронение РАО; обслуживание вспомогательных систем и оборудования, обеспечивающих нормальную работу блока.

На третьем этапе учитываются только затраты на обслуживание вспомогательных систем и оборудования, обеспечивающих безопасное хранение блока АЭС в течение 30 лет.

В таблице 3 приведены эксплуатационные расходы за весь рассматриваемый период (в базовых ценах 1991 г.).

При выборе наиболее перспективного направления вывода блоков АЭС с реакторами РБМК из эксплуатации рассматриваются два возможных варианта:

- 1-й вариант – длительное хранение реактора;
- 2-й вариант – "ликвидация" реактора.

Табл. 2. Распределение затрат по главам сводной сметы

Наименование глав и затрат	Общая сумма, млн. долл. США	% к итогу
Глава 2. Основные объекты строительства	12,5	22,2
Глава 3. Объекты подсобного и обслуживающего назначения	20,3	36,1
Глава 5. Объекты транспортного хозяйства и связь	0,008	-
Глава 8. Временные здания и сооружения	1,9	3,4
ИТОГО по главам 2-8	34,7	61,7
Глава 9. Прочие работы и затраты	7,4	13,2
Глава 10. Содержание дирекции и авторский надзор	0,1	0,2
Глава 12. Проектные работы	8,0	14,2
ИТОГО по главам 2-12	50,2	89,3
Резерв на непредвиденные работы и затраты	6,0	10,7
ВСЕГО по сводному сметному расчету	56,2	100

Табл. 3. Эксплуатационные расходы за рассматриваемый период

Наименование этапов и затрат	Общая сумма, млн. долл. США	% к итогу
1	2	3
1. Подготовка и вывод блока АЭС из эксплуатации (2 года):		
- содержание блока	37,4	32,3
- переработка и хранение РАО	3,6	3,1
ИТОГО по 1 этапу	41,0	35,4
2. Консервация блока (~5 лет):		
- содержание блока	26,1	22,5
- заполнение систем консервантом	0,03	-
- переработка и хранение РАО	6,0	5,2
ИТОГО по 2 этапу	32,13	27,7
3. Содержание блока в период длительной выдержки (~30 лет)	42,7	36,9
ИТОГО по 3 этапу	42,7	36,9
ВСЕГО эксплуатационных расходов	115,83	100
в том числе: - содержание блока;	106,23	
- переработка и хранение РАО	9,6	

По 2-му варианту ("ликвидация" реактора) – после приведения блока АЭС в ядерно-безопасное состояние и консервации систем в течение 5 лет предусматривается полный демонтаж всего оборудования и систем энергоблока без длительной выдержки [1].

Анализ 1-го варианта (длительное хранение реактора) показал, что за 30-летний срок выдержки законсервированного реактора уровень удельной радиоактивности оборудования и помещений блока по сравнению с начальной степенью загрязненности значительно снизится. Вследствие этого объемы дезактивирующих растворов, используемых для преддемонтажной дезактивации ориентировочно снизятся на 30 %, что приведет к уменьшению общего объема отходов в отвержденном виде примерно на 20 %. А количество ТРО П группы – в 1,5-2 раза.

Оценочные расчеты показывают, что при реализации варианта длительного хранения (консервации) реактора для упаковки РАО количество металлических стандартных бочек уменьшится примерно в 1,7 раза, а количество железобетонных защитных контейнеров для радиоактивных отходов сократится на 25 %.

Кроме того, отпадает необходимость в использовании металлических защитных транспортных контейнеров для перевозки твердых радиоактивных отходов П группы.

Учитывая причины снятия с эксплуатации Чернобыльской АЭС, на которой тепло- и электрооборудование еще не выработало свой ресурс и производственные помещения находятся в нормальном рабочем состоянии, вариант консервации реакторов РБМК на тридцать лет позволит на этот срок перефилировать атомные блоки в тепловую электро-

станцию [2] и сохранить экономику и инфраструктуру региона.

Литература

1. Домашев Е.Д., Симановский В.М. Вывод из эксплуатации и консервация уран-графитовых ядерных реакторов РБМК// Пром. теплотехника.- 1999.- Т. 21.- № 4.
2. Воробьев И.Е., Железняк В.П., Ковецкий В.М., Шевченко Н.Е., Домашев Е.Д. О целесообразности перефилирования Чернобыльской АЭС в тепловую электростанцию// Пром. теплотехника.- 1998.- Т. 20.- № 2.- С.30-33.
3. Симановский В.М., Сорокин А.И., Завадский М.И. Материалы к технико-экономическому обоснованию снятия с эксплуатации энергоблоков Чернобыльской АЭС. Техничко-экономическая часть. Отчет, Л., ВНИПИЭТ, 1993.- 93-07845.
4. Симановский В.М., Сорокин А.И., Эркенев К.М. и др. Материалы к технико-экономическому обоснованию снятия с эксплуатации энергоблоков Чернобыльской АЭС. Основные технические решения. Отчет, Л., ВНИПИЭТ, 1993.- 93-08982.
5. Симановский В.М., Сорокин А.И., Завадский М.И., Стахов М.В. Концептуальный проект технологических и организационных принципов проведения работ по консервации блока с реактором РБМК. Отчет, Л., ВНИПИЭТ, 1993.- 93-14457.
6. Симановский В.М., Амелогова Н.И., Крицкий В.Г. и др. Проблемы дезактивации на этапах подготовки блоков Ленинградской АЭС к выводу из эксплуатации и длительному сохранению под наблюдением // Атомная энергия.- 1998.- Т. 85.- Вып 8.

Получено 28.04.1999 г.