

УДК 621.039.76

ПРОБЛЕМЫ И ПОДХОДЫ К ОБРАЩЕНИЮ С ОТРАБОТАВШИМ ЯДЕРНЫМ ТОПЛИВОМ ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКИХ РЕАКТОРОВ АТОМНЫХ ПОДВОДНЫХ ЛОДОК

А.В. Зродников*, А.Н. Забудько*, С.В. Игнатьев*, С.А. Николаев*,
Д.В. Панкратов*, И.Е. Сомов*, Г.П. Суворов*, Г.И. Тошинский*,
Ю.Г. Драгунов**, М.П. Вахрушин**, В.С. Степанов**, С.К. Трантин**,
В.А. Василенко***, В.П. Журавлев***, Б.В. Филатов***,
Р.Д. Филин***

*ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск

**ОКБ «Гидропресс», г. Подольск

***НИТИ им. А.П. Александрова, г. Сосновый Бор



Рассмотрены проблемы обращения с ОЯТ жидкометаллических реакторов и сформулированы основные подходы по их решению, которые в конечном итоге могут быть реализованы в качестве самостоятельных проектов с использованием российского бюджетного финансирования, а также двустороннего и многостороннего финансирования странами-донорами в рамках международного сотрудничества РФ по комплексной утилизации АПЛ и реабилитации радиационно-загрязненных объектов в Северо-западном регионе.

ВВЕДЕНИЕ

В период 1962–1997 гг. в составе ВМФ России эксплуатировались атомные подводные лодки (АПЛ) с жидкометаллическим теплоносителем (ЖМТ) свинец – висмут в первом контуре реакторной установки. Реакторы этих АПЛ были разработаны под научным руководством ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейпунского (далее ГНЦ РФ-ФЭИ) и относились к типу реакторов на промежуточных нейтронах [1]. В состав топливной композиции реакторов входил интерметаллид UBe_{13} , диспергированный в бериллиевой матрице, с обогащением по $U-235$ до 90%.

Всего было построено 8 АПЛ, оснащенных такими реакторами. Первая АПЛ Проекта 645 (класса «Ноябрь») имела два реактора на борту. После аварии на реакторе левого борта с частичным разрушением активной зоны, происшедшей в 1968 г. во время второй кампании, АПЛ находилась в длительном отстое, и после заполнения свободных

© А.В. Зродников, А.Н. Забудько, С.В. Игнатьев, С.А. Николаев, Д.В. Панкратов, И.Е. Сомов, Г.П. Суворов, Г.И. Тошинский, Ю.Г. Драгунов, М.П. Вахрушин, В.С. Степанов, С.К. Трантин, В.А. Василенко, В.П. Журавлев, Б.В. Филатов, Р.Д. Филин, 2007

полостей в реакторах и самого реакторного отсека консервантами, была затоплена в 1981 г. в Карском море.

Остальные семь АПЛ Проектов 705 и 705К (известные на Западе как АПЛ класса «Альфа») были оснащены одним реактором. Кроме того, два реактора функционировали независимо в качестве полномасштабных наземных стендов-прототипов указанных корабельных ЯЭУ, в том числе в ГНЦ РФ-ФЗИ – стенд 27/ВТ как прототип реактора АПЛ Проекта 645 [2] и в НИТИ им. А.П. Александрова (далее НИТИ) стенд КМ-1 – прототип АПЛ Проекта 705 [3].

В отличие от водо-водяных реакторов погрузка-выгрузка активных зон реакторов АПЛ с ЖМТ и их последующее хранение осуществляются в форме единой выемной части, включающей в себя активную зону с погруженными в нее стержнями СУЗ, боковой бериллиевый отражатель (Проекты 645 и 705К) и верхнюю пробку биологической защиты [4]. Из реакторов АПЛ Проекта 705 боковой бериллиевый отражатель при выгрузке ядерного топлива не извлекается [5].

Следует отметить, что процессы вывода из эксплуатации АПЛ, их утилизации, хранения и переработки ОЯТ, возможного возвращения урана в топливный цикл необходимо рассматривать в неразрывной связи с жизненным циклом ЯЭУ с ЖМТ. Выгружаемая из реактора отработавшая активная зона является подкритическим реактором и представляет собой источник потенциальной ядерной опасности до тех пор, пока не будет разобрана на ядерно-безопасные сборки тепловыделяющих элементов [6].

Целью работы является рассмотрение проблем обращения с ОЯТ жидкометаллических реакторов и формулирование основных подходов по их решению, которые в конечном итоге могут быть реализованы в качестве самостоятельных проектов с использованием российского бюджетного финансирования, а также двустороннего и многостороннего финансирования странами-донорами.

СОВРЕМЕННОЕ СОСТОЯНИЕ И ПРОБЛЕМЫ ОБРАЩЕНИЯ С ОЯТ НАЗЕМНЫХ СТЕНДОВ-ПРОТОТИПОВ

Стенд 27/ВТ

С 1959 по 1976 гг. в ГНЦ РФ-ФЗИ эксплуатировался наземный стенд 27/ВТ с жидкометаллическим теплоносителем – прототип ЯЭУ АПЛ Проекта 645 [2]. Тепловыделяющие элементы были стерженькового типа, состоящие из брикетов топлива, заключенных в стальную оболочку. Общее количество тепловыделяющих элементов в активной зоне около 2600 шт. Номинальная тепловая мощность реактора 70 МВт.

Первая кампания активной зоны реактора составляла около 2000 эфф. ч и была выработана за период 1959–1961 гг. Спустя два месяца после выработки энергоресурса, активная зона в виде единой выемной части была выгружена из реактора при величине остаточного тепловыделения 20–25 кВт и помещена в специальное хранилище длительного расхолаживания, находящееся в здании реактора. Расхолаживание осуществлялось продувкой воздуха через активную зону со сбросом его в систему спецвентиляции через фильтры очистки от радиоактивных аэрозолей. В 1976 г. активная зона первой кампании стенда 27/ВТ была разобрана в специальном отделении разборки здания реактора, проведено освидетельствование ее состояния, после чего весь комплект тепловыделяющих элементов передан в центральное хранилище ядерного топлива ГНЦ РФ-ФЗИ. В настоящее время твэлы хранятся в условиях, отвечающих требованиям государственных надзорных органов по обеспечению ядерной и радиационной безопасности при надежной физической защите помещения хранилища. В перспективе возможна отправка хранящегося комплекта твэлов в специальных контейнерах на переработку на ПО «Маяк».

Вторая кампания активной зоны этого реактора (1966–1976 гг.) составляла около 3000 эфф. ч. Однако по ряду технических причин эксплуатация активной зоны была прекращена после выработки 50% кампании. Активная зона была выгружена из реактора в 1976 г. и вскоре также была разобрана покассетно в ГНЦ РФ-ФЭИ. Как и комплект твэлов активной зоны первой кампании, твэлы второй кампании переданы на хранение в центральное хранилище ГНЦ РФ-ФЭИ и могут быть в последующем отправлены на переработку на ПО «Маяк». Здание для хранения ОЯТ реакторов стенда 27/ВТ имеет лицензию на право эксплуатации стационарных сооружений, предназначенных для хранения ядерных материалов. В заключении по ядерной безопасности показано, что аварийные ситуации с затоплением чехлов с твэлами водой не приведет к увеличению $K_{эфф}$ более 0.95.

Стенд КМ-1

Наземный стенд КМ-1 – прототип ЯЭУ атомной подводной лодки класса «Альфа» с паропроизводящей установкой ОК-550 эксплуатировался в НИТИ в период с 1978 г. по март 1986 г. [3]. Активная зона реактора этого стенда отработала 105% кампании с общей выработкой около 780000 МВтЧ тепловой энергии. Осенью 1987 г. активная зона в составе единой выемной части была выгружена из реактора и помещена в хранилище длительного расхолаживания. При этом выемная часть с находящейся в ее составе активной зоной помещена в стальной стакан, предварительно заполненный чистой эвтектикой свинец-висмут. Снаружи стакана имеется система водяного охлаждения для снятия тепла остаточного тепловыделения. Ведется контроль температуры теплоносителя в активной зоне, а также дозиметрический контроль в помещении хранилища. Информация выведена на пульт оператора реакторной установки. В настоящее время температура теплоносителя при отключенной системе водяного охлаждения не превышает 60–80°C и, таким образом, активная зона находится в «замороженном» сплаве свинец-висмут. Стержни СУЗ введены в активную зону и обездвижены.

Все операции по подготовке к выгрузке, выгрузка и установка ОВЧ в хранилище производились в соответствии с технологическим процессом, разработанным НИТИ. Научное руководство выгрузкой ОВЧ осуществлял ГНЦ РФ-ФЭИ.

Поверхности хранилища, выполненные из стали, легко дезактивируются. Хранилище размещено в здании технологической зоны. Оно защищено от воздействия атмосферных осадков. В помещении поддерживается положительный температурный режим. Хранилище оборудовано охранной сигнализацией, рабочим и аварийным освещением. Помещение хранилища находится на круглосуточном режиме контроля дежурной смены.

На момент выгрузки ОВЧ остаточное энерговыделение оценивалось в 4,2 кВт, на настоящий момент экспериментальная и расчетная оценки дают ~ 1 кВт [7].

Подкритичность отработавшей активной зоны стенда КМ-1 в хранилище здания, рассчитанная и согласованная с отраслевым отделом ядерной безопасности, оценена как удовлетворяющая требованиям ядерной безопасности, $K_{эфф}$ 0.92.

За время хранения ОВЧ в хранилище отсутствовали случаи превышения порогов сигнализации по каналам контроля мощности дозы гамма-излучения и плотности потока промежуточных нейтронов. Отсутствовали случаи загрязнения воздуха в хранилище α - и β -активными аэрозолями.

Температура в ОВЧ контролируется периодически по трем независимым каналам, два из которых – штатные с датчиками промышленного изготовления в виде хромель-копелевых термопар типа ТХК и одной экспериментальной, изготовленной в ГНЦ РФ-ФЭИ, хромель-алюмелевой термопары типа ТХА.

Появление воды в шахте хранилища контролируется двумя штатными датчиками ДСВ, размещенными в гильзах специальных каналов в бетонном массиве хранилища, а све-

товая и звуковая сигнализации выведены на пульт дежурного оператора. Работоспособность канала на функционирование проверяется ежеквартально. Случаев появления воды в шахте хранилища не было.

Комплекс организационно-технических мероприятий, реализованный при хранении ОВЧ стенда КМ-1, обеспечивает контроль за ядерной и радиационной безопасностью ее хранения в соответствии с действующими нормами и правилами.

Следует отметить, что в настоящее время до конца не решена проблема окончательного обращения как с разобранными ОТВС стенда 27/ВТ, так и ОВЧ стенда КМ-1 [7].

ПРОБЛЕМЫ НАЗЕМНОГО ХРАНЕНИЯ В ГРЕМИХ ВЫГРУЖЕННЫХ ОВЧ

Из-за необеспеченности берегового технического обслуживания, сложившегося в начале 90-х годов, к 1997 г. все АПЛ проектов 705 и 705К с ЖМТ были выведены из эксплуатации. На шести АПЛ ядерное топливо выгружено, на одной (заказ № 910) ядерное топливо находится в реакторе, теплоноситель в котором «заморожен». Не выгружено ядерное топливо из двух вырезанных из АПЛ реакторных отсеков (заказ № 900), где теплоноситель в реакторах также «заморожен».

В настоящее время все выгруженные ОВЧ реакторов АПЛ с ЖМТ хранятся в хранилище длительного расхолаживания береговой технической базы, расположенной в п. Гремиха Мурманской обл. В их число входят:

- ОВЧ реактора АПЛ заказа № 905 (Проект 705), выгруженная в 1989 г.;
- ОВЧ реактора АПЛ заказа № 915 (Проект 705), выгруженная в 1990 г.;
- ОВЧ реактора АПЛ заказа № 106 (Проект 705К), выгруженная в 1991 г.;
- ОВЧ реактора АПЛ заказа № 107 (Проект 705К), выгруженная в 1992 г.;
- ОВЧ реактора АПЛ заказа № 105 с блоком 125 ППУ (Проект 705К), выгруженная в 2005 г.;
- ОВЧ реактора АПЛ заказа № 105 с блоком 120 ППУ (Проект 705К), выгруженная в 2006 г.

В береговых хранилищах находятся также две ОВЧ АПЛ Проекта № 645 первой кампании, выгруженные из реакторов в 1967 г. Условия их хранения такие же, как и ОВЧ АПЛ проектов 705 и 705 К. Замена ядерного топлива на свежее в реакторах АПЛ проектов 705 и 705К не производилась. Энерговыработка активных зон этих реакторов составляет 10 ÷ 100% энергоресурса.

Условия хранения ОВЧ

Выгруженные ОВЧ с ОЯТ находятся в специальных условиях (рис. 1). Сразу после выгрузки ОВЧ временно помещалась в одну из ячеек хранилища предварительного расхолаживания в стальном герметичном баке, внутри которого находился жидкий расплав эвтектики свинец-висмут, предварительно разогретый выше ее температуры плавления. Сверху на бак устанавливался герметический колпак. После выключения системы обогрева, снижения остаточных тепловыделений и затвердевания эвтектики бак с ОВЧ перемещался в ячейку хранилища длительного расхолаживания для последующего планового хранения в течение 3–5 лет, после чего предполагалась переработка ОЯТ на ПО «Маяк» [8].

В настоящее время остаточное энерговыделение в каждой из хранящихся ОВЧ составляет не более ~1 кВт.

Радиационный потенциал ОВЧ

Работа реакторной установки АПЛ на энергетических уровнях мощности сопровождалась образованием и накоплением радиоактивности в активной зоне, стержнях СУЗ, в

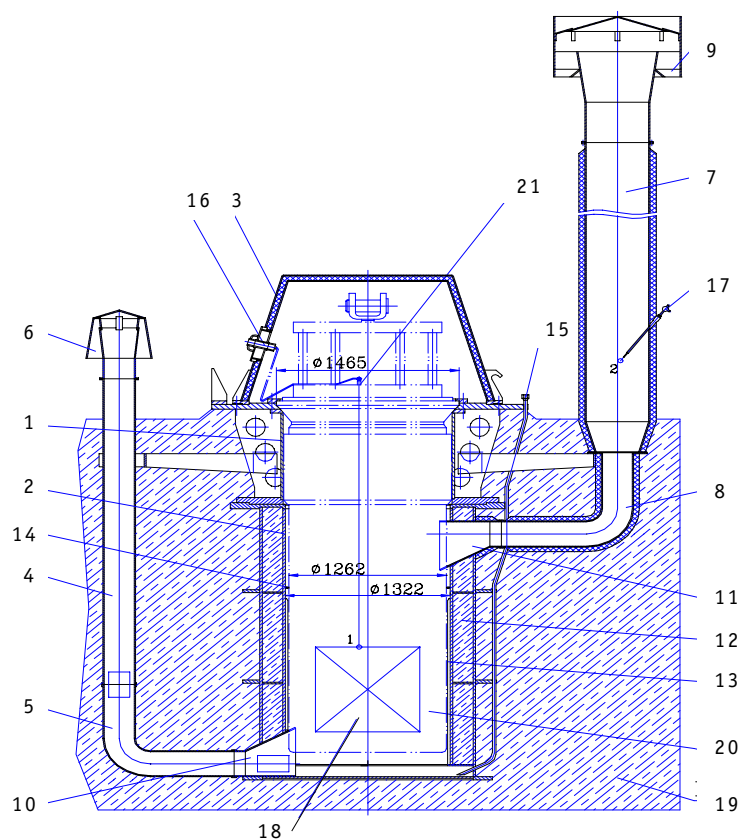


Рис. 1. Условия хранения ОВЧ в хранилище длительного расхолаживания: 1 – корпус верхний; 2 – корпус нижний; 3 – колпак; 4 – воздуховод входной; 5 – колено; 6 – дефлектор; 7 – воздуховод выходной; 8 – колено; 9 – дефлектор; 10 – патрубок; 11 – патрубок; 12 – защита; 13 – ребро; 14 – кольцо; 15 – труба дренажная; 16 – коробка проходная; 17 – термопреобразователь сопротивления; 18 – активная зона; 19 – бетонная защита; 20 – бак хранения ОВЧ; 21 – термоэлектрический преобразователь близлежащих конструкциях и в теплоносителе долгоживущей радиоактивности. Ее количество на каждой из АПЛ зависит от энерговыработки их реакторов.

На рис. 2 приведены расчетные данные по оценке уровней радиоактивности актиноидов, долгоживущих продуктов деления и долгоживущих радионуклидов активационного происхождения в реакторной установке АПЛ проекта 705К с полной выработкой энергоресурса активной зоны [6]. При этом предполагалось, что реактор отработал всю кампанию на номинальной мощности.

В поглощающих стержнях СУЗ реакторов АПЛ проектов 705 и 705К применена композиция, в состав которой входят бор и европий. Следствием этого явилась достаточно высокая накопленная радиоактивность изотопов Eu-152 и Eu-154 . Интересно отметить, что радиоактивность европия в поглощающих элементах на период выдержки 1–20 лет составила основной вклад в остаточное тепловыделение в активной зоне реактора, почти в два раза превысив вклад от продуктов деления.

В качестве замедлителя и отражателя нейтронов в активной зоне реактора применялся бериллий. Поэтому в результате реакции на ядрах бериллия под действием нейтронов происходило образование трития. Кроме того, тритий образовывался в поглощающих стержнях СУЗ в результате реакции на ядрах бора под действием нейтронов, а также при тройном делении урана.

Анализ радиационного потенциала показывает, что суммарная активность долгоживущих радионуклидов в ядерном топливе, в конструкциях и в теплоносителе в период

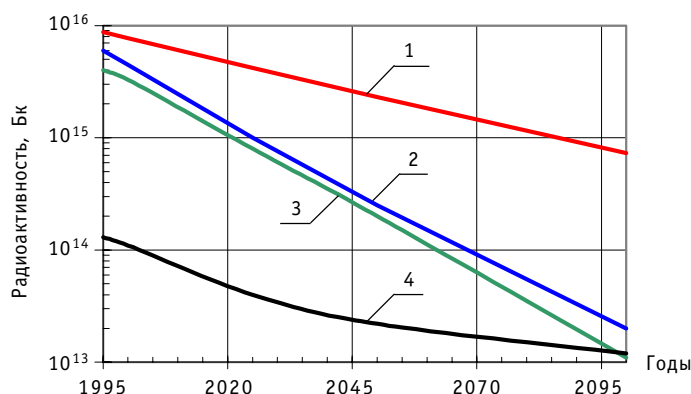


Рис. 2. Радиационный потенциал ОВЧ: 1 – продукты деления; 2 – стержни СУЗ (Eu-152, E-154); 3 – тритий; 4 – актиноиды

выдержки 5–50 лет после остановки реактора может достигать $2.2 \cdot 10^{16} - 3.7 \cdot 10^{15}$ Бк соответственно. Таким образом, все хранящиеся ОВЧ относятся к высокоактивному ОЯТ.

Важно отметить, что среди накопленных за кампанию в активной зоне актиноидов, количество Pu-238 ($T_{1/2} = 87.75$ лет) составляет примерно 80 г. Это обуславливает постоянно действующий в остановленном реакторе, в соответствии с периодом полураспада Pu-238 (и с учетом умножения в подкритическом реакторе), нейтронный источник интенсивностью до $\sim 4 \cdot 10^{10}$ н/с [6].

Процесс разогрева в воздушной атмосфере сплава свинец-висмут в баке длительного расхолаживания ОВЧ не исключал образование на поверхности сплава в баках окислов свинца. Быстрое погружение в разогретый сплав выемных частей, представляющих собой кластеры из более 4200 твэлов, установленные в нижние решетки, имеющие малые отверстия для прохода теплоносителя, с последующим отключением обогрева, могло привести к неравномерному заполнению эвтектикой объема активной зоны и образованию в нем воздушных полостей и каверн. Кроме того, застывание эвтектики может сопровождаться образованием усадочных зазоров вокруг твэлов и чехлов СУЗ. Таким образом, нельзя полностью исключить образование в активных зонах, находящихся в «замороженной» эвтектике в баках ячеек хранилища, сложной системы пустот и воздушных каналов.

После установки ОВЧ на посадочные места корпусов хранилищ сверху хранилищ устанавливались колпаки с герметизацией места установки колпаков с помощью прокладок и обмазки битумом. Однако проверка степени герметизации не производилась ни по завершению выгрузки ОВЧ, ни в последующем при хранении ОВЧ в ячейках хранилища длительного расхолаживания. Верхние колпаки ячеек этого хранилища, где в настоящее время находятся 7 ОВЧ, непосредственно контактируют с окружающей атмосферой. Следовательно, при неплотности колпаков и прокладок дождевая и конденсационная влага может поступать непосредственно в стальные баки, где хранятся ОВЧ, а при наличии пустот, каверн и усадочных зазоров в застывшей эвтектике свинец-висмут, непосредственно в объемы активных зон, повышая их реактивность.

Согласно предварительным расчетам, попадание ~ 1 кг холодной воды, равномерно распределенной по объему активной зоны, может вносить положительный эффект в реактивность $1 \beta_{эфф}$ [7]. Следовательно, при подкритичности $\sim 10 \beta_{эфф}$, поступление ~ 10 кг воды ($\sim 5\%$ от объема теплоносителя в активной зоне) может привести к достижению критичности ОВЧ ($K_{эфф} = 1$). Таким образом, длительное неконтролируемое хранение ОВЧ в таких условиях может привести к возникновению самопроизвольной цепной реакции (СЦР). Имеющаяся в настоящее время возможность контроля поступления воды в кольцевой зазор между стенкой бака и корпусом хранилища не решает задачи

обеспечения ядерной безопасности при хранении ОВЧ, т.к. эффект влияния влаги в этом районе на реактивность незначителен.

Кроме того, появление влаги в баках может вызвать процессы гальванохимической или контактной коррозии элементов конструкций ОВЧ, в том числе оболочек твэлов, их повреждение и осложнение радиационной обстановки при последующем обращении с ОВЧ (транспортировка, разборка и т.д.) после завершения ее длительного хранения.

Следует также учесть, что имеет место низкотемпературное охрупчивание стальных оболочек топливных элементов ОВЧ, поглотителей СУЗ, а также стальных конструкций ОВЧ, что может привести к усложнению процесса выгрузки ОЯТ из контейнера наземного хранения и его транспортировку на перерабатывающий завод [9].

Таким образом, необходим глубокий анализ и последующее исключение всех, даже маловероятных путей воздействия на подкритичность хранящихся ОВЧ, и выполнение следующих первоочередных мероприятий:

- расчетно-экспериментальное исследование физико-химических процессов, происходящих внутри хранящихся ОВЧ, анализ подкритичности системы и факторов, влияющих на ядерную безопасность [10];
- разработка, создание, монтаж и запуск системы радиационного и физического мониторинга, а также аварийной сигнализации, на обоих хранилищах, с единым пультом управления;
- выдача обоснованного заключения о возможности продления срока службы хранилищ предварительного и длительного расхолаживания.

ПРОБЛЕМЫ ВЫГРУЗКИ ОЯТ ИЗ АПЛ И НАХОДЯЩИХСЯ НА ПЛАВУ ВЫРЕЗАННЫХ РЕАКТОРНЫХ ОТСЕКОВ

В настоящее время не выгружено ОЯТ из следующих АПЛ и находящихся на плаву реакторных отсеков АПЛ:

- 1) 2-х РУ в составе АПЛ Заказа 601 (вторая кампания) Проекта 645, затопленной в Карском море в 1981 г.;
- 2) АПЛ Заказа 910, хранящейся на плаву в пункте приписки;
- 3). вырезанного РО Заказа 900.

Выгрузки этих ОЯТ сопряжены с проблемами различной степени сложности.

АПЛ Проекта № 645

АПЛ с двумя ядерными реакторами после аварии в 1968 г., приведшей к повреждению активной зоны левого борта во время второй кампании, была планово затоплена в 1981 г. в заливе Степового на глубине ~ 50 м. Предварительно полости I контура были заполнены консервантом на основе фурфурола с поглощающими нейтроны добавками, а свободный объем реакторного отсека заполнен битумом.

Периодическое обследование акватории вблизи места затопления АПЛ не выявило появления радиоактивности в воде и донных отложениях сверх фоновых значений [11].

Для решения вопроса о дальнейшем обращении с ОЯТ необходимо решение о подъеме этой АПЛ.

АПЛ Заказа 910

В апреле 1989 г. в период прохождения заводского ремонта на «Севмашпредприятии» произошло резкое ухудшение радиационной обстановки над крышкой реактора АПЛ Заказа 910 с ~ 0.1 до ~ 3000 Р/ч. Спектрометрический анализ показал, что причиной является выход поглощающей композиции, содержащей европий, в полость исполнительного механизма (ИМ) компенсирующих стержней КС-4, КС-7 и центрального компенсирующего стержня ЦКС.

Для улучшения радиационной обстановки была смонтирована нештатная защита из свинцовых листов и мешочков со свинцовой дробью, общей толщиной до ~1000мм, над всей крышкой реактора с местными усилениями в районе КС-4, КС-7 и ЦКС.

Энерговыработка реактора составляет 77,1% от энергоресурса, активная зона на момент замораживания в декабре 1989 г. находилась в нормальном состоянии в соответствии с нормативными требованиями.

В настоящее время с целью нормализации радиационной обстановки при проведении работ по штатной технологии выгрузки ОВЧ рассматривается, как один из возможных вариантов снижения радиоактивного загрязнения, проведение дезактивации деталей и поверхностей нижней части внутренних полостей ИМ СУЗ с последующим их заполнением твердеющим консервантом.

Реакторный отсек (РО) Заказа 900

РО был законсервирован по типу консервации РО АПЛ Проекта № 645: газовые полости первого контура реактора заполнены консервантом на основе фурфурола, а часть свободного объема РО заполнена битумом.

В настоящее время использование штатной технологии выгрузки ОЯТ этого реактора невозможно.

ПРОБЛЕМЫ РАЗБОРКИ ОВЧ И ПОСЛЕДУЮЩЕГО ОБРАЩЕНИЯ С ОЯТ

В настоящее время не выбран оптимальный вариант транспортно-технологической схемы утилизации и концепция обращения с ОЯТ, т.е. не принято решение: хранить или перерабатывать ОЯТ жидкометаллических реакторов АПЛ.

Вместе с тем следует отметить, что выгрузка ОЯТ из реакторов АПЛ с ЖМТ является лишь первым этапом процесса обращения с ОЯТ. В соответствии с государственной Концепцией комплексной утилизации АПЛ России отработавшее ядерное топливо подлежит вывозу из Северо-Западного региона на переработку. На сегодняшний день ставится задача о полной реабилитации п. Гремиха. Для выполнения этой задачи необходимо извлечь ОВЧ из контейнеров хранилища длительного расхолаживания и разобрать на ядерно-безопасные сборки твэлов с последующей их переработкой.

Для этого нужно создать специальное производство, включающее стпель для установки ОВЧ, системы разогрева, дренажа и утилизации жидкометаллического теплоносителя, «горячую» камеру для разборки демонтированных из ОВЧ тепловыделяющих сборок (ТВС), участок по кондиционированию ТРО, подъемно-транспортное оборудование, системы радиационного контроля и создания условий для безопасной работы персонала, систему физической защиты, производство по разборке ОВЧ, системы энергообеспечения и функционирования производства [8]. Кроме того, это производство должно быть укомплектовано квалифицированным персоналом.

Заслуживает внимания и идея создания специальной баржи, оснащенной всем вышеперечисленным оборудованием для разборки ОВЧ и доставки морским путем разобранных ТВС в Мурманск, а далее по железной дороге в контейнерах на ПО «Маяк» для переработки топлива [12]. При этом также решается проблема с доставкой ОВЧ стенда КМ-1 из НИТИ в п. Гремиха только внутри российскими путями речного, озерного и морского пароходства для разборки ОВЧ и последующего обращения с ОЯТ по этой схеме.

В случае принятия решения о нецелесообразности разборки и последующей утилизации выгруженных ОВЧ (при одновременном сохранении в силе решения о реабилитации базы в п. Гремиха) возникает новый спектр проблем [13].

1). Выбор другой площадки на Кольском полуострове для постоянного наземного хранения как выгруженного, так и невыгруженного ОЯТ АПЛ с ЖМТ.

2). Разработка и изготовление специального контейнера для транспортировки ОВЧ, хранящихся в п. Гремиха, на площадку постоянного хранения (ППХ).

3). Транспортировка ОВЧ из п. Гремиха и НИТИ на ППХ.

4). Выбор способа транспортировки и хранения невыгружаемого ОЯТ Заказов 900 и 910 на ППХ.

5). Обустройство ППХ и оснащение ее современными средствами обеспечения ядерной и радиационной безопасности для условий длительного (более 100 лет) хранения, включая:

- разработку, создание и ввод в эксплуатацию системы радиационного и физического контроля и аварийной сигнализации;
- разработку, создание и ввод в эксплуатацию современной системы физической защиты.

Решению этих проблем должно предшествовать всестороннее технико-экономическое обоснование целесообразности создания новой ППХ.

ВЫВОДЫ

1. В настоящее время не выбран оптимальный вариант транспортно-технологической схемы утилизации и концепция обращения с ОЯТ, т.е. не решен принципиальный вопрос: хранить или перерабатывать ОЯТ реакторов АПЛ с ЖМТ?

2. Первоочередной задачей, относящейся к выгруженному ОЯТ, является решение вопроса о продлении срока службы хранилищ предварительного и длительного расхолаживания в п. Гремиха до 2015 г.

3. Решение проблем выгрузки ОЯТ из реакторов АПЛ с ЖМТ и находящихся на плаву вырезанных РО требует индивидуального подхода к каждому из оставшихся Заказов, включая Заказ 105 с блоком 120 ППУ, выгрузка которого может быть осуществлена по штатной технологии.

4. В случае принятия решения о квалификации ОЯТ Заказов АПЛ 900 и 910 как невыгружаемого, и с учетом реабилитации базы в п. Гремиха, должна быть решена проблема обоснования и выбора места, сроков и способов хранения указанного ОЯТ, требующая отдельной проработки.

5. Проблема разборки выгруженных ОВЧ (в том числе ОВЧ стенда КМ-1) должна быть тесно увязана с выбором оптимального варианта транспортно-технологической схемы утилизации и принятием концепции по обращению с ОЯТ реакторов с ЖМТ.

6. Совокупность перечисленных проблем может быть детально рассмотрена и проработана в рамках международного сотрудничества РФ по комплексной утилизации АПЛ и реабилитации радиационно-загрязненных объектов в Северо-Западном регионе.

Литература

1. Громов Б.Ф., Тошинский Г.И., Чекунов В.В., Орлов Ю.И., Беломытцев Ю.С., Горелов И.Н., Карабаш А.Г., Леончук М.П., Панкратов Д.В., Пашкин Ю.Г. Создание РУ со свинцово-висмутовым теплоносителем для АПЛ. Тяжелые жидкометаллические теплоносители в ядерных технологиях/Сб. докл. конф. (в 2-х т.). – Обнинск, 1999. – Т. 1. – С. 14.
2. Суворов Г.П., Бугреев М.П., Кузько О.В. Опыт создания и эксплуатации стенда 27/ВТ (там же). – Т. 1. – С. 70.
3. Филатов Б.В., Василенко В.А., Воронин В.Е., Андрианов А.К. Стенд КМ-1. Опыт эксплуатации (там же). – Т. 1. – С. 80.
4. Степанов В.С., Драгунов Ю.Г., Кутанов В.М., Шулындин В.А., Громов Б.Ф., Тошинский Г.И. Паропроизводящая установка БМ-40/А. Опыт создания и эксплуатации (там же). – Т. 1. – С. 88.
5. Митенков Ф.М., Антоновский Г.М., Беляев А.А., Рунов Б.И., Смирнов М.В. Опыт создания и эксплуатации оборудования РУ ОК-550 (там же). – Т. 1. – С. 84.
6. Зродников А.В., Игнатьев С.В., Панкратов Д.В., Тошинский Г.И., Забудько А.Н., Сазонов В.К. Выгрузка, хранение и последующее обращение с ОЯТ жидкометаллических реакторов: состо-

ание и проблемы/Тезисы докл. Международного научного семинара Россия-НАТО «Научные и технические проблемы обеспечения безопасности при обращении с ОЯТ и РАО утилизируемых АПЛ и НК с ЯЭУ» (Москва, Президиум РАН, 22-24 сентября 2004). – С. 33.

7. Игнатъев С.В., Панкратов Д.В., Тошинский Г.И., Забудько А.Н., Андреянов В.С., Рябая Л.Д., Суворов Г.П., Хвостов П.В., Худяков Э.М., Филатов Б.В., Вишняков Б.С., Ильин В.Г., Кожевников Ю.М., Москвитин П.Д. Ядерная и радиационная безопасность длительного хранения ОЯТ реакторных установок наземных станций прототипов 27/ВТ и КМ-1 (там же). – С. 41.

8. Сазонов В.К., Тихоненко В.Б., Тошинский Г.И., Тихомиров В.И., Шестопалов А.М., Степанов В.С., Вахрушин М.П., Алексеев Г.А. Технология и опыт ремонтных работ и перегрузок топлива на ЯЭУ с теплоносителем свинец-висмут (там же). – Т. 2. – С. 643.

9. Беспалов А.Г., Конобеев Ю.В., Поролло С.И., Руденко В.А., Хабаров В.С., Шулепин С.В. Проблемы радиационной стойкости конструкционных материалов реакторов с теплоносителем свинец-висмут (там же). – Т. 2. – С. 686.

10. Сомов И.Е., Бугреев М.И., Забудько А.Н., Игнатъев С.В., Николаев С.А., Панкратов Д.В., Сазонов В.К., Тошинский Г.И., Чернов В.А. Методы расчетно-экспериментального обоснования ядерной и радиационной безопасности при выгрузке и хранении ОВЧ жидкометаллических реакторов АПЛ (там же). – С. 65.

11. Ignatiev S.V., Yefimov E.I., Pankratov D.V. Box Model of Radionuclide Dispersion and Radiation Risk Estimation for Population in Case of Radioactivity Release from Nuclear Submarine 601 Dumped in the Kara Sea/Proc. from the 1996 MRS Fall Meeting «Scientific Basis for Nuclear Waste Management XX» (2-6 December 1996, Boston, Massachusetts). – V. 465. – P.752.

12. Турниоль дю Кло А. Частное сообщение. Рабочая встреча специалистов ГНЦ РФ-ФЭИ и промышленной группы АРЕВА (Париж, Франция, 1 сентября 2005 г.).

13. Ignatiev S.V., Khudyakov E.M., Khvostov P.V., Pankratov D.V., Toshinsky G.I., Zabudko A.N. Problems and Possible Approaches to Treat SNF of Alfa Class NS's/Proc. from the 6th International Conference on Environmental Radioactivity in the Arctic & Antarctic (2-6 October 2005, Nice, France). – Norwegian Radiation Protection Authority. Osteras, Norway, 2005 – P. 28.

Поступила в редакцию 1.09.2006

Yadernaya energetika» (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2007. – 10 pages, 2 tables, 8 illustrations. – References – 7 titles.

Results of hydrodynamic and thermal experiments on the models of window target of accelerator driven system carried out in the State Scientific Center of Russian Federation – Institute for Physics and Power Engineering are presented in the paper.

In real facility lead-bismuth flow should provide the needed heat removal from the membrane, as well as from the target volume. The target is an annular channel, in which coolant flow turns through 180 degrees near the membrane and enters the central tube with the distributing grid installed.

Hydrodynamic measurements were performed in air test facility. Flow velocity was measured with the use of hot wire anemometers; flow rate was controlled by specially contoured nozzles, pressure drop – by micro manometers and electrical converters. Temperature fields were measured by chromel-copel thermocouples.

Eutectic sodium-potassium alloy was used as a coolant in the thermal model. Temperature field in the coolant was controlled by mobile thermocouple probe, temperature at the membrane surface was measured by mobile thermocouple.

The paper also presents results of benchmark problems on the target model heat transfer. Specialists from Japan, Spain, Italy, Russia, and China participated in the benchmark.

The data obtained in experiments and calculations may be used in improvement of target structure, in verification of numerical codes, in analysis of thermal stresses and strength characteristics of structural elements.

УДК 621.039.534

Hydrodynamics of Header Systems of Nuclear Power Plants \B.N. Gabrianovich, V.N. Del'nov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2007. – 9 pages, 3 illustrations. – References – 18 titles.

Experimental studies on hydrodynamics of flowing part of header systems of nuclear power plants were carried out. The results of these studies on cylindrical and plane distributing header systems of different types are presented.

УДК 621.039.76

Problems and Approaches to Management of Spent Nuclear Fuel of Liquid-Metal-Coolant Reactors of Nuclear Submarines \A.V. Zrodnikov, A.N. Zabudko, S.V. Ignatiev, S.A. Nikolaev, D.V. Pankratov, I.E. Somov, G.P. Suvorov, G.I. Toshinskiy, Yu.G. Dragunov, V.S. Vakhrushin, V.S. Stepanov, S.K. Trantin, V.A. Vasilenko, V.P. Zhuravlev, B.V. Filatov, R.D. Filin; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2007. – 10 pages, 2 illustrations. – References – 13 titles.

The problems on treatment of liquid metal cooled reactor spent fuel were considered and main approaches to solve them were formulated. The latter can be realized as an independent projects to be funded through Russian governmental budget, as well bilateral and multilateral funding by countries-donors within international collaboration on complex utilization of nuclear submarines and rehabilitation of radiation contaminated sites at North-West region of Russian Federation.

УДК 621.039.73

Immobilization of High-active Wastes into Mineral-like Materials by SHS Process \E.E. Konovalov, S.V. Yudinsev, B.S. Nikonov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2007. – 11 pages, 3 tables, 6 illustrations. – References – 11 titles.

Experimental investigations have been carried out on high temperature treatment of materials (modeling different types of high active wastes) with incorporation of radionuclides in the