Научная статья

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

DOI: 10.24412/2658-4255-2023-4-12-26

EDN: PKJIKI

Для цитирования:
Кузнецов В.М., Юрчевский Е.Б. Прогнозная оценка радиационной и экологической безопасности при эксплуатации плавучей атомной электростанции «Академик Ломоносов» // Российская Арктика. 2023. Т. 5. № 4. С. 12-26. https://doi.org/10.24412/2658-4255-2023-4-12-26

Получена: 03.07.2023
Принята: 06.09.2023
Опубликована: 16.10.2023

For citation:
Kuznetsov V.M., Yurchevsky E.B. Predictive assessment of radiation and environmental safety at operation of floating nuclear power plant "Akademik Lomonosov". Russian Arctic, 2023, vol. 5, no. 4, pp. 12-26. (In Russian). https://doi.org/10.24412/2658-4255-2023-4-12-26

ПРОГНОЗНАЯ ОЦЕНКА РАДИАЦИОННОЙ И ЭКОЛОГИЧЕСКОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ЭКСПЛУАТАЦИИ ПЛАВУЧЕЙ АТОМНОЙ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ «АКАДЕМИК ЛОМОНОСОВ»

В.М. Кузнецов[1] *, Е.Б. Юрчевский[2]

[1] ООО «Группа компаний ИнтеллектСервис», Москва
[2] ООО «Аквахим», Москва

E-mail: *kuznetsov1956@mail.ru

Аннотация
Плавучая атомная теплоэлектростанция (ПАТЭС) проекта 20870, эксплуатируемая в городе Певек (Чаунский район, Чукотского автономного округа), самая северная АЭС в мире. ПАТЭС состоит из плавучего энергетического блока (ПЭБ), береговой площадки с сооружениями, обеспечивающими выдачу электрической и тепловой энергии потребителям, а также гидротехнических сооружений, обеспечивающих безопасную стоянку ПЭБ в акватории. Станция предназначена для энергообеспечения промышленных предприятий, морского порта, жилищного комплекса города. Проект реализовывался с 2007 года. С момента пуска по настоящее время практически отсутствует информация об итогах работы этой АЭС после пуска. Авторы статьи постарались восполнить этот пробел, выполнив свою прогнозную оценку радиационной и экологической безопасности эксплуатации ПАТЭС на основе анализа итогов эксплуатации прототипов и проектной документации.

Ключевые слова: плавучая атомная электростанция, анализ радиационной и экологической безопасности, отработавшее ядерное топливо, радиоактивные отходы, проектные и запроектные аварии

PREDICTIVE ASSESSMENT OF RADIATION AND ENVIRONMENTAL SAFETY AT OPERATION OF FLOATING NUCLEAR POWER PLANT "AKADEMIK LOMONOSOV"

V.M. Kuznetsov[1]*, E.B. Yurchevsky[2]

[1] Group of companies Intellectualservice LLC, Moscow, Russia
[2] Aquahim LLC, Moscow, Russia

E-mail: *kuznetsov1956@mail.ru

Abstract
The Project 20870 Floating Nuclear Power Plant (FNPP), operated in the town of Pevek (Chaunsky District, Chukotka Autonomous Okrug), is the world's northernmost nuclear power plant. The FTNPP consists of a floating power unit (FPU), a shore platform with facilities that provide electricity and heat to consumers, and hydraulic engineering structures that ensure the safe parking of the FPU in the water area. The station is intended to supply power to industrial enterprises, the seaport and the city's housing complex. The project has been implemented since 2007. From the moment of start-up to the present there is practically no information in the results of this NPP operation after the start-up. The authors of the article have tried to fill this gap by making their own predictive evaluation of radiation and ecological safety of the FNPP operation based on the analysis of operating results of the prototypes and design documentation.

Keywords: floating nuclear power plant, radiation and environmental safety analysis, spent nuclear fuel, radioactive waste, design and beyond design basis accidents

Введение

Плавучая атомная теплоэлектростанция (далее ПАТЭС) расположена в Чаунском районе Чукотского автономного округа в г.Певек. Основной (базовый) элемент станции – плавучий энергоблок (ПЭБ) проекта 20870 с двумя водо-водяными реакторами КЛТ-40С и двумя паротурбинными установками с турбинами теплофикационного типа и электрогенераторами, скомпонованными в два самостоятельных блока, на которых осуществляется выработка электрической и тепловой энергии и выдача в береговые сети электроэнергии и теплофикационной воды. ПАЭС «Академик Ломоносов» предназначена для энергоснабжения и теплоснабжения Певека, ближайших пунктов и промышленных предприятий Чукотского автономного округа. ПАТЭС даст населению и экономике электроэнергию и тепло и в будущем заменит генерирующие мощности Чаунской ТЭЦ и Билибинской АЭС, которые составляют изолированный от единой энергосистемы энергоузел. В перспективе «Академик Ломоносов» должен стать первым отечественным референтным энергоблоком для потенциальных российских и зарубежных заказчиков. В России ПЭБ с КЛТ-40С представляют интерес для обеспечения электроэнергией и теплотой изолированных от источников энергии прибрежных потребителей Севера и Дальнего Востока. Госкорпорация «Росатом» оценивает возможность заказа примерно на 15 плавучих атомных теплоэлектростанций вдоль Северного морского пути (СМП), заявил ее глава Алексей Лихачев на сессии Петербургского международного экономического форума (ПМЭФ-2023) «Северный морской путь: новые вызовы». «Мы, по самым скромным подсчетам, видим сегодня заказ на где-то 15 плавучих энергоблоков вдоль линии СМП», — сказал он.

Для других стран такие ПЭБ могут быть использованы не только для тепло- и электроснабжения прибрежных и островных потребителей, по и для опреснения морской воды. Уже известно, что интерес к таким разработкам проявляют некоторые зарубежные страны, испытывающие проблемы с энергоснабжением. Ведутся переговоры с государствами Юго-Восточной Азии, Ближнего Востока и Латинской Америки. Также темой интересуются некоторые островные страны. Важно отметить, что создание и освоение этого сегмента мирового рынка идет в конкурентной среде. В числе активных участников разработок в этом направлении США, Китай, Япония, Франция. Конкуренция обуславливает необходимость скрупулезного отношения к вопросам безопасности при создании, транспортировке, монтаже и эксплуатации атомной энергоустановки. К сожалению, с момента пуска ПАЭС в 2020 году и по настоящее время, опубликована лишь минимальная информация в показателях работы этой АЭС. Авторы статьи постарались частично восполнить этот пробел, выполнив свою прогнозную оценку радиационной безопасности эксплуатации ПАТЭС на основе анализа итогов эксплуатации прототипов и проектной документации. В качестве нормативной базы для оценки безопасности эксплуатации ПАЭС были использованы современная национальная нормативная база по обеспечению безопасности в атомной энергетике, рекомендации Международного агентства по атомной энергетике, нормативная база Морского Регистра РФ для атомных судов, а также требования ПНАЭ Г 01-011-97 «Общие положения обеспечения безопасности атомных станций».

В процессе производственной деятельности ПАТЭС возможно образование 6 видов нерадиоактивных отходов производства и потребления. В 2020 году образовалось 17,180 т. отходов, в 2021 образовалось 16,788 т. ПАТЭС не осуществляет эксплуатацию собственных объектов захоронения или длительного хранения отходов. На ПАТЭС производится временное накопление отходов производства с последующей передачей отходов с целью обезвреживания и утилизация подрядным организациям на договорной основе. На все виды отходов ПАТЭС оформлены паспорта опасных отходов. По всем наименованиям отходов I-IV классов опасности подтверждены классы опасности.

Санитарно-защитная зона ПАТЭС ограничена территорией промышленной площадки ПАТЭС. Зона наблюдений отсутствует. Площадка станции приближена к основным потребителям тепловой и электрической энергии г. Певек, находится в городской черте, на незастроенной земле. Ближайшая жилая застройка находится в южном направлении от ПАТЭС на расстоянии около 400 м. В г. Певек население – 4972 человека [1].

Потенциальным источником радиоактивных выбросов в атмосферу от ПАТЭС является выброс активности системой вентиляции ПЭБ, на котором размещены все производства, связанные с обращением с радиоактивными материалами. Из образующихся при нормальной эксплуатации газообразных радиоактивных отходов за пределы ПЭБ поступают только инертные радиоактивные газы (ИРГ), источником которых является непосредственно реакторная установка — при работе на мощности и перезарядке

реактора. При нормальной эксплуатации ПАТЭС радиоактивные сбросы исключены. Контроль газоаэрозольных выбросов радиоактивных веществ в окружающую среду осуществляется непрерывно с помощью Системы радиационного контроля СРК-05Р, а также ежемесячно лабораторным методом. Наибольший вклад в величину активности выброса вносили ИРГ, преимущественно Ar-41, в 2020 г. – Xe-133, выбросы которых составляли 64,8% и 97,6% допустимого выброса за год соответственно. Годовая доза на местности в СЗЗ ПАТЭС составила $1{,}31 \cdot 10^{-3}$ Зв, что в 1,7 раз выше годовой дозы в 2020 году ($0{,}77 \cdot 10^{-3}$ Зв) [2].

ПАТЭС не имеет аккредитованных лабораторий. На ПТАЭС отсутствуют системы экологического менеджмента, менеджмента качества, менеджмента охраны здоровья и безопасности труда.

За 2021 г. произошло 7 нарушений в работе станции. Все нарушения классифицированы в соответствии с федеральными нормами и правилами «Положение о порядке расследования и учета нарушений в работе судов с ядерными энергетическими установками и радиационными источниками» (НП-088–11) как нарушения нормальной эксплуатации категории П-4. Нарушения в работе произошли главным образом из-за срабатываний аварийной защиты реакторных установок и экстренных снижений их мощности При этом заметную долю нарушений в количестве 5, составляют течи парогенераторов ПГ-28С. [3].

Безопасность АСММ

При создании АСММ приоритетным направлением являлось предотвращение аварий и сокращение радиоактивных отходов. Одновременно реализовались меры по повышению надежности систем безопасности, внедрялись технические средства управления запроектными авариями, включая тяжелые аварии с повреждением активной зоны. Безопасность обеспечивается реализацией принципа глубокоэшелонированной защиты, который включает стратегию предотвращения аварий и ограничения их последствий, предусматривает применение систем физических барьеров, технических и организационных мер.

Эффективность организационных мер достигается за счет консервативного подхода при проектировании, обеспечения качества на всех этапах создания АСММ и включает: предотвращение и устранение отклонений от нормальной эксплуатации, своевременное выявление отказов за счет применения средств диагностики оборудования; предотвращение развития аварийных ситуаций в проектные аварии, проектных аварий в запроектные, локализацию вышедших при аварии радиоактивных веществ; управление запроектной аварией для предупреждения неблагоприятного развития и ограничения последствий; защиту персонала и населения с использованием мер в рамках плана противоаварийных мероприятий.

К техническим средствам обеспечения радиационной безопасности относятся: биологическая защита; физические барьеры на пути возможного распространения радионуклидов; организация замкнутых схем вентиляции и охлаждения для исключения выбросов и сбросов радиоактивных веществ в окружающую среду; системы безопасности и их компоненты (аварийный останов реактора, аварийный теплоотвод, барботажные устройства и др.).

Источники ионизирующего излучения внутри установки и за ее пределами окружены биологической защитой, ограничивающей или исключающей воздействие на персонал, население и окружающую среду. Дополнительно все помещения разделены на зоны с организацией санитарно-пропускного режима. Поддерживаемое в них разрежение сводит к минимуму выход радионуклидов в чистые помещения и за пределы установки.

При работе установки и технологическом обслуживании жидкие радиоактивные отходы образуются лишь при перегрузке активных зон и последующих дезактивационных работах. Их собирают в емкости и передают на переработку только при заводском ремонте. Твердые отходы накапливаются при перезарядке и ремонте установки и включают специнструмент, спецодежду, приборы и детали, обтирочный материал и др., которые хранят на АСММ в контейнерах и передают на завод только при ремонте.

Предотвращение распространения газообразных радиоактивных веществ в окружающую среду обеспечивает система вентиляции контролируемой зоны, в составе которой предусмотрены фильтры для очистки воздуха от радиоактивных аэрозолей и иода. При эксплуатации ведется дозиметрический контроль и выполняются комплексные мероприятия по защите обслуживающего персонала, организована служба внешнего контроля прилегающей территории, мест проживания населения. Все радиационно опасные работы, связанные с выводом из эксплуатации АСММ, будут проводиться на

специализированном предприятии за пределами места ее постоянного нахождения. Радиационная обстановка на территории и прилегающей местности к концу периода эксплуатации АСММ будет нормальной и после ее отправки на судоремонтный завод, ранее занятая территория может использоваться без ограничений.

Дозы облучения

При эксплуатации радиационная обстановка будет определяться активностью оборудования и радиоактивными отходами. В этих условиях доза облучения персонала минимальна за счет эффективной радиационной защиты и ограничения присутствия в недопустимых местах. Основные дозовые нагрузки ожидаются при перегрузке активных зон, ионообменных фильтров первого контура, демонтаже и ремонте оборудования, а не в процессе эксплуатации. Радиационное воздействие на персонал при этих операциях ограничивается соответствующим регламентом и техническими средствами защиты.

Для сравнения отметим, что средняя годовая коллективная доза облучения персонала ледоколов составляет 3—50 чел·мЗв, индивидуальная — 1,5—2 мЗв/год на одну установку [4]. Учитывая, что КЛТ-40С аналогична, но имеет более эффективную защиту, ожидаемая доза будет в 1,5—3 раза ниже и составит 10—20 чел·мЗв и 0,5—0,8 мЗв/год соответственно (по НРБ-99 для персонала минимально допустимо 20 мЗв/год, населения — 1 мЗв/год. Доза внутреннего облучения будет минимальной вследствие фильтрации аэрозолей в помещениях блока.

Регламентное обслуживание и техническое освидетельствование оборудования проводят при перегрузке активной зоны один раз в 2,5 - 3 года, заводской ремонт - через 10—12 лет. Перегрузка начинается через 13 сут для первых трех кампаний реактора в условиях АСММ, после четвертой - не ранее 120 сут на судоремонтном заводе при замене выработавшего ресурс оборудования. Коллективная доза облучения в этих условиях составит 40 - 45 чел·мЗв, индивидуальная - до 1 мЗв/год, что соответствует ~5% установленного НРБ-99 дозового предела. Эти результаты удовлетворительно согласуются с эксплуатационными и ремонтными данными атомных ледоколов: коллективная доза 40—100 чел·мЗв, индивидуальная – 1 - 1,5 мЗв/год, что составляет 5-8 % дозового предела для персонала. При более сложных видах работ индивидуальная доза может достигать ~5 мЗв (25 % дозового предела). Приведенные оценки соответствуют рекомендациям СП АС-99, согласно которым коллективная доза облучения за перегрузку и ремонт не должна превышать 250 чел·мЗв.

Сведения о радиоактивных отходах образующиеся в процессе эксплуатации

По опыту эксплуатации атомных ледоколов объем и активность контурных и дезактивационных вод близки к установкам АСММ, но ожидаются в меньшем количестве: контурные воды до 0,1 м^3, дезактивационные — до 50 м^3, включая перезарядку, активность 10^3—10^3 кБк/л (табл. 1). Отходы относятся к категории низкоактивных, суммарная активность может достигать 20 ГБк. Твердые отходы образуются при перезарядке реактора и ремонте установки.

Таблица 1.

Ожидаемая максимальная объемная активность дозообразующих радионуклидов в эксплуатационных жидких радиоактивных отходах

Радионуклид	Активность, кБк/кг
Продукты коррозии:	
^{54}Mn	20
^{60}Co	20
Продукты деления:	
^{90}Sn+^{90}Y	60
^{134}Cs	80
^{137}Cs+^{137}Ba	160
^{144}Ce+^{144}Pr	80

Условно они разделяются на текущие, образующиеся при работе и перезарядке, и разовые, включающие оборудование от ремонта (табл. 2). В совокупности с учетом среднего ремонта ожидается до 100 м^3 отходов, среди них более 50 % горючие. Радиоактивность оборудования обусловлена активацией и радиоактивным загрязнением теплоносителя, определяется преимущественно Mn-54, Fe-55, Co-60, Ni-63, Sr-90 и Cs-137.

Таблица 2.

Ожидаемое максимальное количество твердых радиоактивных отходов при эксплуатации двух активных зон, включая их перезарядку

Категория отходов	Количество, м³	Активность, ГБк
Низкоактивные	16,5	130
Среднеактивные	5	410
(ионообменные смолы)	1,2	74
Высокоактивные	1,5	1220
Всего	24,2	1834

В таблице 3 приведены обобщенные сведения о радиоактивных отходах, образующихся при эксплуатации АСММ.

Таблица 3.

Сведения о радиоактивных отходах, образующихся при эксплуатации АСММ

Вид РАО по агрегатному состоянию	Наименование РАО	Группа РАО	Количество РАО, м³
1	**2**	**3**	**4**
Твердые радиоактивные отходы	Элементы оборудования РУ, хранилища РАО, отработанная шихта фильтров, специнструмент, спецодежда, средства индивидуальной защиты, кабельная продукция и пр.	низкоактивные	16,5
		среднеактивные	5,0
		высокоактивные	2,0
Жидкие радиоактивные отходы	Контурные воды	низкоактивные	2,1
	Дезактивационные воды	низкоактивные	53
	Воды контура охлаждения бака выдержки	низкоактивные	6,0
Газообразные радиоактивные отходы	Газовый выброс (работа на мощности)	низкоактивные	-
	Газовый выброс (перезарядка реактора)	низкоактивные	-
Суммарная активность РАО, Бк	Периодичность поступления (образования) отходов	Виды работ в рамках лицензируемого вида деятельности по обращению с РАО	
5	**6**	**7**	
$1{,}3.10^{11}$	За период эксплуатации двух активных зон, включая перезарядку двух реакторов	Сбор, хранение, транспортирование	
4.10^{11}			
До 4.10^{14}			
$2{,}5.10^{10}$	За период эксплуатации двух актиных зон, включая перезарядку двух реакторов	Сбор, хранение, транспортирование	
4.10^{11} Бк/год	Постоянно в течение времени работы	-	
4.10^{11} Бк/год	Один раз в три года (перезарядка реакторов)	-	

Твердые радиоактивные отходы

Нормальная эксплуатация

Твердые радиоактивные отходы (ТРО), в основном, образуются при проведении перезарядки реактора и ремонте РУ и включают элементы оборудования РУ, хранилища,отработавшую шихту фильтров, специнструмент, спецодежду, средства индивидуальной защиты, кабельную продукцию, различного рода приборы и детали, обтирочный материал, органические отходы, резиновые изделия, часть хозяйственного мусора и т.д.

Твердые отходы по природе образования можно разделить на: ТРО, образующиеся за счет активации нейтронами; ТРО, образующиеся за счет загрязнения продуктами коррозии и деления; ТРО, образующиеся при переработке жидких РАО.

ТРО по периодичности образования в процессе эксплуатации АСММ можно условно разделить на текущие, образующиеся при работе РУ на мощности и перезарядке, и разовые, представляющие в основном радиоактивное оборудование РУ и хранилища

и образующиеся только два раза за весь срок службы АСММ при среднем ремонте, который осуществляется в заводских условиях вне места эксплуатации АСММ. К текущим ТРО относятся также кассеты фильтров системы вентиляции КЗ.

Количество и активность текущих твердых РАО, образующихся на АСММ (от обеих РУ) за период эксплуатации двух активных зон, включая перезарядку двух реакторов, представлены в таблице 4.

Таблица 4.

Максимальное количество и активность твердых РАО, образующихся при эксплуатации АСММ

Группа отходов	Количество, м³	Активность, Бк	Периодичность поступления (образования) отходов
I (низкоактивные)	16,5	$1{,}3.10^{11}$	За период эксплуатации двух активных зон, включая перезарядку двух реакторов
II (среднеактивные)	5 (1.2)[1)]	4.10^{11} (8.10^{10})[1)]	
III (высокоактивные)	2	До 4.10^{14} [2)]	

1) В скобках отдельно указаны количество и активность ионообменных смол.
2) Активность определяется элементами реактора и активной зоны.

Проектные аварии

При проектных авариях разгерметизации 1 контура количество твердых РАО, образование которых вызвано самой аварией, будет незначительным. К таким отходам относится то оборудование, которое вышло из строя (повреждено) и к дальнейшей эксплуатации непригодно (трубопровод, различного рода уплотнения, прокладки и т.д.).

Основное количество твердых РАО при проектных авариях разгерметизации 1 контура будет образовываться при ликвидации их последствий, т.е. при проведении дезактивации и ремонта. Это спецодежда, средства индивидуальной защиты, различного рода приборы и детали, обтирочный материал, резиновые изделия, хозяйственный мусор и т.д. Конкретное количество таких отходов зависит от масштаба аварии разгерметизации 1 контура и соответствующего ремонта.

При таких неопределенных условиях можно говорить только об оценке масштаба количества твердых РАО, используя данные о перезарядке реактора и проведении ремонта на атомных ледоколах. Твердых РАО при проектных авариях разгерметизации 1 контура следует ожидать в количестве 10-15 м³. Радионуклидный состав таких отходов будет соответствовать радионуклидному составу теплоносителя 1 контура, а суммарная активность, как низкоактивных отходов, будет составлять до 10^{11} Бк.

Жидкие радиоактивные отходы

Нормальная эксплуатация

Жидкие радиоактивные отходы (ЖРО) в общем случае разделяются на две группы по источнику образования: отходы, образующиеся при технологических операциях, проводимых непосредственно на РУ, так называемые контурные воды; отходы, образующиеся при соответствующих технологических операциях, связанных с проведением дезактивации, так называемые дезактивационные воды.

В процессе эксплуатации АСММ ЖРО образуются при выполнении следующих технологических операций: отбор проб 1 контура (3 раза в год); поддренирование 1 контура из системы очистки при перегрузке (1 раз в 3 года); газоудаление из оборудования 1 контура (1 раз в год); дезактивация контролируемой зоны после перезарядки реактора (1 раз в 3 года); дезактивация контролируемой зоны в течение года (1 раз в год); дезактивация оборудования реакторной установки, перегрузочного оборудования; дезактивация деталей, специнструмента и спецпомещений (1 раз в 3 года).

Из таблицы 5 следует, что суммарная активность ЖРО, образующихся на АСММ (от обеих РУ) за период между перезарядкой реакторов, может достигать $2{,}5 \cdot 10^{10}$ Бк, а сами ЖРО относятся к категории низкоактивных, т.к. объемная активность не превышает 10^6 Бк/кг.

Таблица 5.

Максимальное количество ЖРО, образующихся на АСММ (от обеих РУ) за период эксплуатации двух активных зон, включая перезарядку двух реакторов

Количество жидких РАО,м³		
Контурные воды	**Дезактивационные воды**	**Воды контура охлаждения бака выдержки**
2,1	53	6

В таблице 5 представлены расчетные данные по активности жидких РАО и определяющих ее радионуклидов. В таблице приведены максимальные ожидаемые значения активности, соответствующие эксплуатации активной зоны при состоянии, близком к предельному, т.е. расчетная активность теплоносителя 1 контура при работе на мощности составляла около $2 \cdot 10^8$ Бк/кг.

В практике эксплуатации атомных ледоколов такие значения активности весьма редки. Обычно среднее значение активности ЖРО в 5-10 раз меньше. При аварии связанной с разгерметизацией 1 контура радиоактивный теплоноситель поступает в ЗО. При этом постоянно производится мониторинг радиационной обстановки, как самой ЗО, так и всех помещений станции.

Причем в процессе аварии объемная концентрация радионуклидов будет уменьшаться за счет разбавления нерадиоактивной водой, поступающей в реактор из гидроаккумуляторов и цистерн САОЗ. Максимальное количество воды с наибольшей концентрацией радионуклидов образуется при авариях с разрывом полным сечением трубопроводов 1 контура системы КД.

Радиоактивная вода локализуется в ЗО и распределяется в последней следующим образом (на примере аварии с разрывом полным сечением трубопровода DN 80 системы КД): в реакторном помещении - 38 т; в барботажной цистерне (включая собственную воду) - 48 т; в аппаратном помещении - 1,2 т.

Это максимальное расчетное количество образовавшихся при аварии жидких РАО, т.к. в дальнейшем подача воды в реактор (аварийная проливка) осуществляется насосами рециркуляции с забором воды из реакторного помещения (т.е. повторного ее использования).

К жидким радиоактивным отходам следует отнести также отходы, которые будут образовываться при дезактивации помещений ЗО при ликвидации последствий аварии. Масштаб образования последних оценивается величиной около 30-50 м^3. Таким образом, при аварии разгерметизации 1 контура в пределах ЗО образуется около 90 м^3 жидких РАО в процессе самой аварии и около 30-50 м^3 - при ликвидации ее последствий, т.е. всего120-140 м^3. Учитывая, что перед аварией вся радиоактивность была сконцентрирована в циркулирующем теплоносителе РУ, масса которого составляет 15 т, объемная концентрация радионуклидов при разбавлении проливочной водой уменьшится как минимум в 6 раз.

Максимальная объемная активность ЖРО и определяющих ее радионуклидов, образующихся при проектной аварии разгерметизации полным сечением трубопровода системы КД (рассматриваются только долгоживущие радионуклиды). Предполагалось, что перед аварией активность теплоносителя максимальная, т.е. соответствует предельному значению, выраженному через активность суммы радионуклидов иодов $2 \cdot 10^8$ Бк/кг (на 2 часа выдержки вне контура). Из вышеизложенного следует, жидкие РАО, образующиеся при проектных авариях, будут относится к низкоактивным (объемная активность меньше 10^6 Бк/кг).

Газообразные радиоактивные отходы

Нормальная эксплуатация

При нормальных условиях эксплуатации АСММ образование газообразных радиоактивных отходов происходит в результате: активации входящего в состав воздуха аргона в помещениях РУ; отбора проб теплоносителя 1 контура; проведения ремонтных работ и перезарядки реакторов, сопровождаемых вскрытием (разгерметизацией) 1 контура; хранения отработавшего ядерного топлива.

Поступление радионуклидов в окружающую среду

При нормальной эксплуатации в окружающую среду постоянно будет поступать незначительное количество газообразных отходов, которые образуются в результате активации аргона, отбора проб теплоносителя первого контура, проведения ремонтных работ и перезарядки реактора с вскрытием первого контура и хранения отработавшего ядерного топлива. Отметим, что за пределы АСММ будут выходить только радиоактивные благородные газы, так как аэрозоли улавливаются фильтрами (таблица 6). Максимальный выброс радиоактивных газов за пределы АСММ при нормальной эксплуатации составит до 370 ГБк/год при работе на мощности и до 740 ГБк/год при перезарядке реактора. Поступление жидких и твердых отходов исключено. В результате загрязнение морской воды, донных отложений и прилегающей территории не произойдет.

Таблица 6.

Активность газоаэрозольных поступлений во внутренние помещения АСММ от одной КЛТ-40С при нормальной эксплуатации, ГБк/год

Определяющие нуклиды	Активность
Работа на мощности:	
^{41}Ar	До 200
Радиоактивные благородные газы	0,04 - 0,4
Иод (сумма)	$0,4.10^{-4}$-0,4
Перезарядка, ремонт:	
Радиоактивные благородные газы	37-370
^{3}H	$0,4.10^{-3}$-0,04
Продукты коррозии и деления	0,04-0,4

Если при нормальной эксплуатации поступление радионуклидов в окружающую среду незначительное, то при авариях их количество возрастает в десятки и сотни раз, чем и определяется беспокойство населения, несмотря на то, что вероятность аварий соответствует международным требованиям и не превышает 10^{-6} 1/реактор·год. Аварии подразделяются на проектные и запроектные [4,5]. Наиболее неблагоприятными среди проектных являются разрыв трубки теплообменника первого—третьего контуров, запроектных — разрыв парового трубопровода-коллектора парогенератора с незакрытием локализующей арматуры второго контура[1]. Эти аварии приняты в проекте АСММ в качестве максимально возможных (таблица 7).

Таблица 7.

Выброс радионуклидов в окружающую среду при максимальной аварии, ГБк

Радионуклид	Проектная авария			Запроектная авария (сумма)
	0-1 сут	1-30 сут	Сумма	
^{41}Ar	4,8	$6,7.10^{-6}$	4,8	81
^{85}Kr	30	$2,3.10^{-2}$	30	$5.1.10^{2}$
^{87}Kr	63	$1,3.10^{-6}$	63	10^{3}
^{88}Kr	73	$4,2.10^{-3}$	73	$1,2.10^{3}$
^{133}Xe	$1,8.10^{2}$	$1,2.10^{2}$	$2.9.10^{2}$	$2,8.10^{3}$
^{135}Xe	$1,8.10^{2}$	1,8	$1,8.10^{2}$	3.10^{3}
^{138}Xe	$1,3.10^{2}$	-	$1,3.10^{2}$	$1,8.10^{3}$
Сумма	$6,6.10^{2}$	$1,2.10^{2}$	$7,8.10^{2}$	10^{4}
Органический иод				
^{131}I	$2,1.10^{-2}$	$2,1.10^{-2}$	$4,2.10^{-2}$	0,33
^{132}I	0,87	10^{-5}	0,87	15
^{133}I	0,32	2.10^{-2}	0,34	5,1
^{134}I	1,9	-	1,9	30
^{135}I	0,64	$2,4.10^{-3}$	0,64	11
Сумма	3,7	$4,3.10^{-2}$	3,7	61
Молекулярный иод				
^{131}I	0,29	$2,1.10^{-6}$	0,29	5,7
^{132}I	13	10^{-9}	13	$1,9.10^{2}$
^{133}I	4,5	$1,9.10^{-6}$	4,5	81
^{134}I	29	-	29	$3,7.10^{2}$
^{135}I	9,3	$2,3.10^{-7}$	9,3	$1,5.10^{2}$
Сумма	56	$4,3.10^{-6}$	56	8.10^{2}
^{134}Cs	$9,7.10^{-3}$	-	$9,7.10^{-3}$	0,20
^{137}Cs	10^{-2}	-	10^{-2}	0,21
Сумма	2.10^{-2}	-	2.10^{-2}	0,41
Всего	~720	~120	~840	~1900

Авария, связанная с разгерметизацией первого контура, будет сопровождаться выбросом аэрозолей и газообразных радиоактивных веществ, первые из них будут улавливаться фильтрами, вторые поступать за пределы установки и далее через

вытяжную вентиляцию в окружающую среду. Теплоноситель первого контура будет локализован в отсеке. Радиоактивная вода в окружающую среду не попадет и распределится внутри: в реакторном помещении - до 38 м^3, в барботажной цистерне, включая собственную воду, - до 48 м^3 и аппаратном помещении - до 1,2 м^3. В дальнейшем при дезактивации образуется еще 30 - 50 м^3 отходов.

Твердые отходы будут включать вышедшее из строя оборудование: трубопроводы, уплотнения, прокладки и др. в количестве 10-15 м^3 (70-100 ГБк). В результате запроектной аварии произойдет паровоздушный выброс в атмосферу и незначительное загрязнение прилегающей территории.

Характеристика системы обращения с ядерным топливом и радиоактивными отходами

Все системы обращения с ядерным топливом и радиоактивными материалами расположены внутри АСММ. На территории береговой площадки ПАТЭС хранение радиоактивных сред и обращение с ядерными материалами и радиационно-опасными средами не предусматривается, за исключением доставки на АСММ один раз в 3-4 года новых тепловыделяющих сборок (НТВС) для перезагрузки РУ. В соответствии с моделью эксплуатации АСММ, для обеспечения ее автономной эксплуатации в течение межремонтного периода, предусмотрено проведение четырех перезарядок каждой реакторной установки. Три перезарядки производятся на месте эксплуатации АСММ. Время четвертой перезарядки совпадает с проведением заводского ремонта и выполняется после транспортировки АСММ на специализированное предприятие.

Система обращения с ядерным топливом на АСММ обеспечивает: – прием, размещение, проверку и подготовку к загрузке в реакторную установку новых тепловыделяющих сборок; размещение, подготовку, проверку и обеспечение необходимыми энергосредами перегрузочного оборудования; грузоподъемные операции, выполняемые в процессе подготовки оборудования, проведения перезарядки и размещения отработавших тепловыделяющих сборок в хранилищах; хранение образующихся во время эксплуатации и в процессе перезарядки реакторной установки твёрдых и жидких радиоактивных отходов за весь межремонтный период.

При нормальной эксплуатации АСММ образуются твердые, жидкие и газообразные радиоактивные отходы. В соответствии с Постановлением Правительства РФ «О критериях отнесения твердых, жидких и газообразных отходов к радиоактивным отходам, критериях отнесения к особым радиоактивным отходам и к удаляемым радиоактивным отходам и критериях классификации удаляемых радиоактивных отходов» от 19.10.2012 № 1069 (в ред. Постановления Правительства РФ от 04.02.2015 № 95) твердые и жидкие радиоактивные отходы, образующиеся при эксплуатации АСММ, относятся к удаляемым. На АСММ предусмотрены хранилища для ТРО и ЖРО, вместимость которых позволяет осуществлять их сбор и хранение за весь межремонтный период (10-12 лет) без их вывоза или переработку по месту эксплуатации.

В период заводского ремонта передача жидких и твердых радиоактивных отходов для переработки и захоронения осуществляется в соответствии с Договором, заключенным с ФГУП «Национальный оператор по обращению с радиоактивными отходами». Деятельность по обращению с радиоактивными отходами при эксплуатации АСММ регламентирована международными и национальными нормативно-правовыми актами в области использования атомной энергии и радиационной безопасности. Разработана и утверждена «Инструкция по обращению с радиоактивными отходами» АО «Концерн Росэнергоатом», которая содержит основные организационно-технические требования по обеспечению радиационной безопасности при сборе, временном хранении, транспортировании в пределах АСММ радиоактивных отходов, образующихся как процессе эксплуатации, так и при проектной аварии. Обращение с РВ и РАО на АСММ осуществляется при проведении следующих технологических операций: использование РВ при эксплуатации АСММ; перевод РВ в РАО и передача их на захоронение; образование РАО при эксплуатации и ремонте РУ; образование РАО при хранении ОТВС; сбор, хранение РАО на объекте; передача РАО на другие объекты; удаление ГРО; перевод ЯМ в РАО.

Учет и контроль РВ и РАО радиоактивных веществ и радиоактивных отходов при эксплуатации АСММ осуществляется в соответствии с «Инструкцией по учету и контролю РВ и РАО», разработанной и утвержденной АО «Концерн Росэнергоатом». Учет и контроль РВ и РАО на АСММ является составной частью государственной системы учета и контроля РВ и РАО. Для организации наблюдений, оценки и прогноза изменений состояния компонентов окружающей среды при эксплуатации ПЭБ в проектной документации «Плавучая атомная теплоэлектростанция на базе плавучего энергоблока с реакторными установками КЛТ-40С в г. Певек Чукотского АО» разработана

программа производственного экологического контроля (мониторинга).

Обращение с твердыми радиоактивными отходами

Система обращения с ТРО включает в себя: организационно-функциональную структуру АСММ и подразделений, отвечающих за обращение с РАО; комплекс организационно-технической и технологической документации, регламентирующей и обеспечивающий деятельность по обращению с РАО; подготовленный и допущенный к выполнению работ с РАО персонал; системы и оборудование, обеспечивающие обращение с РАО; хранилища; средства измерения РАО.

Система обращения с ТРО обеспечивает, при безусловном выполнении требований по безопасности, следующий порядок обращения с ТРО: раздельный, в соответствии с классификацией, сбор и сортировку ТРО; промежуточное хранение ТРО; учет и контроль ТРО; передача РАО для переработки и захоронения.

ТРО на АСММ в основном образуются при проведении перезарядок и ремонте РУ и включают в себя: демонтируемые с РУ сборки, приборы, детали, специнструмент, обтирочный материал, покрытия, спецодежду, посуду РХЛ, отработавшую шихту фильтров 1 и 3 контуров и другие ТРО. Условно ТРО разделяются на группы: ТРО, образующиеся за счет активации нейтронами, и ТРО, образующиеся за счет загрязнения продуктами коррозии и деления. По периодичности поступления ТРО, в процессе эксплуатации АСММ, условно разделены на «текущие», образующиеся при работе РУ на мощности и перезарядке, и «разовые», представляющие, в основном, радиоактивное оборудование РУ и образующиеся только два раза за весь срок службы АСММ при среднем ремонте.

При среднем ремонте АСММ образуется до 100 м^3 ТРО весом около 130 т. К этим отходам добавятся и сопутствующие ТРО, характерные для перезарядки реактора, объем которых составит около 15 м^3. Радионуклидный состав практически всех ТРО, образовавшихся при работе РУ на мощности и перезарядке реактора, близок к составу теплоносителя 1 контура. Радиоактивность заменяемого при среднем ремонте АСММ оборудования определяется нейтронной активацией и радиоактивным загрязнением от контакта его с теплоносителем. ТРО, образовавшиеся за счет нейтронной активации – высокоактивные. ТРО, образовавшиеся за счет загрязнения – среднеактивные Наведенная радиоактивность определяется радионуклидами Mn-54, Fe-55, Co-60, Ni-63. Радиоактивность отложений в основном (80 % активности) определяется Mn-54 и Co-60. С учетом возможности образования ТРО за период эксплуатации 10-12 лет (межремонтный период), а также возможности транспортирования их к месту хранения с последующей выдачей на берег, на АСММ предусмотрены хранилище низкоактивных ТРО и хранилище средне- и высокоактивных ТРО. Хранилище низкоактивных ТРО предназначено для хранения спецодежды, обуви, различного вида покрытий и других, в основном мягких, горючих ТРО. Хранение отходов должно производиться в полиэтиленовых упаковках (мешках) на стеллажах. Хранилище средне- и высокоактивных ТРО совмещено с хранилищем ОТВС в едином блоке под единой биологической защитой (помещение хранилища ОТВС и ТРО). Хранилище средне- и высокоактивных представляет собой гнезда, в которых размещаются пеналы со стержнями СУЗ, штатные сборники отработавшей шихты и контейнеры ТРО. Загрузка (выгрузка) в гнезда хранения, а также все транспортные перемещения осуществляются в защитных контейнерах, которые входят в состав комплекта перегрузочного оборудования. Гнезда рассчитаны на прием и хранение ТРО, образующихся в результате трех перезарядок двух РУ. Транспортирование ТРО от РУ в хранилище выполняется с использованием защитных контейнеров.

Сортировка и разрезка ТРО в необходимый размер для размещения в контейнерах ТРО, производится на специальном участке помещения хранения перегрузочного оборудования АСММ.

В зависимости от уровня радиоактивного загрязнения и мощности амбиентного эквивалента дозы гамма-излучения на расстоянии 0,1 м от поверхности, ТРО загружаются в разные сборники ТРО. Низкоактивные и среднеактивные ТРО загружаются в контейнеры ТРО, которые находятся в хранилище ОТВС и ТРО, которое расположено в помещении перегрузки ОТВС. В хранилище ОТВС и ТРО находятся 48 контейнеров ТРО, которые уложены в два штабеля, в каждом штабеле - по три яруса, в каждом ярусе - восемь контейнеров. Все контейнеры пронумерованы цифрами от «1» до «48». Для первичного сбора ТРО могут быть использованы пластикатовые или бумажные мешки, которые затем загружаются в контейнеры ТРО. Контейнер ТРО состоит из корпуса и крышки, на корпусе контейнера приварены обухи, предназначенные для транспортировки контейнера. ТРО, отсортированные в соответствии с их классификацией по активности, физическим и химическим свойствам, методам

переработки размещаются в сборниках-контейнерах. В зависимости от предполагаемых методов переработки ТРО, размещаемых в сборник-контейнер, он маркируется с указанием метода переработки («на прессование», «на сжигание» и т.д.).

В местах расположения сборников-контейнеров, при необходимости, должно быть предусмотрено наличие защитных приспособлений для снижения дозовых нагрузок на персонал, осуществляющий обращение с ТРО.

После заполнения контейнера ТРО крышка контейнера обваривается или обматывается проволокой с пломбировкой закрутки. На контейнере закрепляется бирка на которую наносятся необходимые сведения в соответствии с требованиями СПОРО-2002)[2].

Мягкие низкоактивные отходы (спецодежда, протирочные салфетки и прочее) упаковываются в пластикатовые мешки, которые после заполнения запаиваются и хранятся на стеллажах в помещении хранения низкоактивных ТРО АСММ. Масса мягких низкоактивных отходов в мешке не должна превышать 5 кг. На мешках закрепляется бирка с указание порядкового номера мешка и других необходимых сведений в соответствии с требованиями СПОРО-2002. Высокоактивные нижние части гильз АЗ и ЭГ загружаются в пеналы гильз АЗ, которые находятся в хранилище ОТВС и ТРО, в количестве 6 штук, на боковой поверхности пробки пенала имеется порядковый номер пенала. В пенале имеется 14 ячеек для размещения нижних частей гильз со стержнями АЗ.

Высокоактивные нижние части гильз ТП загружаются в пеналы термометров, которые находятся в хранилище ОТВС и ТРО, в количестве 10 штук, на боковой поверхности пробки пенала имеется порядковый номер пенала. В пенале имеется 14 ячеек для размещения нижних частей гильз ТП. ПИНы, которые относятся в высокоактивным ТРО, загружаются в пенал ПИН, который находятся в хранилище ОТВС и ТРО.

Пенал ПИН имеет девять ячеек для размещения ПИН. Отработавшая шихта фильтров 1 и 3 контуров реакторной установки, а также шихта фильтров хранилища ОТВС и ТРО загружаются в СОШ. При транспортировке СОШ к месту гидроперегрузки и обратно к месту хранения используется защитный контейнер. СОШ находятся в хранилище ОТВС и ТРО, в количестве 10 штук, каждый СОШ пронумерованы цифрами от «1» до «10». Отработавшая шихта фильтров 1 и 3 контуров загружается в СОШ в соответствии с документом «Система промывки, отмывки свежих ионитов и гидроперегрузка фильтров 1, 3 контуров. Техническое описание и инструкция по эксплуатации». Отработавшая шихта фильтров хранилища ОТВС и ТРО загружаются в СОШ в соответствии с документом «Система гидроперегрузки фильтров хранилища ОТВС и ТРО. Техническое описание и инструкция по эксплуатации». Также образующие на АСММ ТРО подлежат разделению на сжигаемые и несжигаемые.

К сжигаемым относятся спецодежда, ветошь, бумага, элементы вентиляционных фильтров, а также резиновые и полиэтиленовые материалы. К несжигаемым ТРО относятся: крупногабаритное оборудование реакторных установок (экранные сборки, выемные части насосов первого контура, трубные системы парогенераторов, арматура и.т.д.); несжигаемые неметаллы (теплоизоляционные материалы, кабели, несжигаемые органические материалы (ПХВ, фторопласт), строительный мусор и др.) и металлические отходы; отработавшие ионообменные смолы фильтров первого и третьего контура; поврежденные или с истекшим сроком службы источники ионизирующего излучения; стекло и керамика; электрооборудование, электролампы и т.д. Хранение сжигаемых и несжигаемых ТРО производится раздельно.

Обращение с жидкими радиоактивными отходами

Комплекс технических средств по обращению с ЖРО, образующихся в процессе эксплуатации АСММ обеспечивает: организованный сбор дренажей из систем, обслуживающих РУ; организованный сбор радиоактивных вод из помещений; временное хранение ЖРО на АСММ и последующую их передачу на суда обеспечения или береговую техническую базу.

При эксплуатации АСММ образуются следующие виды ЖРО: малосолевые воды (дренажные воды 1-3 контуров); дезактивационные воды; воды охлаждения хранилищ ОТВС; воды санпропускника (в исключительных случаях); воды, образующиеся при гидроперегрузках фильтров 1 и 3 контуров.

ЖРО по источнику образования разделены на две группы: отходы, образующиеся при технологических операциях, проводимых непосредственно на РУ – контурные воды; отходы, образующиеся при операциях, связанных с дезактивацией – дезактивационные воды.

2 Санитарные правила проектирования и эксплуатации атомных станций (СП АС-03). Правила радиационной безопасности при эксплуатации атомных станций (ПРБ АС-99). М., 2000. 67 с.

Благодаря внедрению безотходной технологии, собственные ЖРО (контурные воды) РУ КЛТ-40С практически должны отсутствовать. Таким образом, основу ЖРО при эксплуатации РУ КЛТ-40С составляют дезактивационные воды. Среднее значение удельной активности ЖРО оценивается величиной 10^7 Бк/кг. Все ЖРО, образующиеся на АСММ, собираются в монжюсы.

На АСММ для сбора и хранения ЖРО предусмотрены следующие цистерны:

- в реакторном отсеке: 4 цистерны ЖРО «К» для сбора дезактивационных вод емкостью по 8 м^3; 4 цистерны ЖРО «Д» для сбора дезактивационных вод емкостью по 8 м^3; одна цистерна вод санпропускника емкостью 10,8 м^3.
- в перегрузочном отсеке: одна цистерна вод дезактивации помещений емкостью 45,2 м^3; одна цистерна вод дезактивации оборудования № 1 (кислотная) – 43,9 м^3; одна цистерна вод дезактивации оборудования № 2 (щелочная) – 43,9 м^3.

Общий запас емкостей для ЖРО на АСММ составляет: малосолевые воды – 32 м^3; воды дезактивации оборудования – 88 м^3; воды дезактивации помещений КЗ – 77,2 м^3.

Эти объемы позволяют осуществлять сбор и хранение ЖРО, образующихся за весь межремонтный период без их вывоза или переработку по месту эксплуатации. Передача ЖРО из одной цистерны в другую, а также выдача ЖРО за пределы АСММ производится только принудительно (с помощью электронасосов герметичного исполнения либо сжатого воздуха). Удаление ЖРО на другое судно или на берег осуществляется посредством съемных коммуникаций, исключающих протечки ЖРО. Оборудование поста выдачи ЖРО препятствует разливу ЖРО при перекачке или при аварийных ситуациях, связанных с повреждением коммуникаций. Предусмотрены быстрозапорные разобщительные устройства для срочного перекрытия трубопроводов при разрыве или самопроизвольном разъединении съемных коммуникаций.

Возможные аварийные ситуации с учетом степени, характера, масштаба экологических последствий, мер по предупреждению, мер по обеспечению готовности к ликвидации аварий, включая описание противоаварийных мероприятий

Перечень исходных событий проектных аварий и перечень запроектных аварий сформирован на основе имеющихся перечней для прототипной установки КЛТ-40 с учетом изменений в составе систем РУ КЛТ-40С, опыта проектирования и эксплуатации судовых ЯЭУ и реакторных установок для АЭС [5].

Рассмотрены аварийные режимы с изменением реактивности, нарушением теплоотвода от РУ и циркуляции теплоносителя через активную зону, аварии с потерей теплоносителя первого контура, аварии на остановленном реакторе, аварии при перегрузке и ремонтных работах, нарушения при обращении с ядерным топливом и РАО, потеря источников энергоснабжения, проведен анализ внутренних (пожары, затопления и запаривания помещений) и внешних воздействий на АСММ. Рассмотрение аварийных режимов и проектных аварий проводится с учетом функционирования предусмотренных в проекте систем безопасности и наложения регламентированного числа отказов в соответствии с требованиями нормативных документов.

Используется консервативный проектный подход, согласно которому анализ аварии выполняется для наиболее неблагоприятного исходного состояния с учетом отклонений при работе регуляторов, исходя из пессимистических допущений относительно эффективности систем безопасности и оборудования. При рассмотрении запроектных аварий, характеризующихся наложением дополнительных (сверх единичного) отказов, постулируются отказы в системах безопасности: системах управления реактивностью, системах теплоотвода и системах локализации. Сочетания отказов выбираются из условия усугубления протекания аварийного процесса. Во всех проектных предаварийных ситуациях, связанных с изменением реактивности, распределения энерговыделения в активной зоне и увеличением теплоотвода предотвращение отклонения параметров за допустимые значения обеспечивается свойствами внутренней самозащищенности реактора или системой регулирования; или использованием предусмотренных в проекте управляющих и защитных систем безопасности, которые вводятся в действие по параметрам различной физической природы [6].

Определяющей с точки зрения радиационных последствий проектной аварией является авария разрыва трубки теплообменника 1-3 контуров. В данной аварии в окружающую среду поступит $4{,}3\cdot10^{11}$ Бк ИРГ, $7{,}0\cdot10^{10}$ Бк изотопов йода, $3{,}7\cdot10^{8}$ Бк йода-131 и $5{,}7\cdot10^{7}$ Бк цезия - 134,137. Дозы облучения критической группы населения при наименее благоприятных метеорологических условиях значительно ниже уровней, при которых, в соответствии с НРБ-99/2009, требуется проведение защитных мероприятий по ограничению облучения населения. Эффективная доза облучения населения за первый год после аварии составит 0,6 мЗв, что значительно ниже

регламентируемой СП-АТЭС-2003 эффективной годовой дозы 5 мЗв. Доза облучения персонала в ЦПУ для одной смены за первые 4 часа не превышает $3{,}3\cdot10^{-3}$ мЗв, за 30 суток – $3{,}6\cdot10^{-3}$ мЗв, что значительно ниже максимального годового предела дозы для персонала группы А 50 мЗв.

В классе аварий с разгерметизацией первого контура наихудшие радиационные последствия на местности имеет запроектная авария разрыва парового трубопровода-коллектора парогенератора с не закрытием локализующей арматуры второго контура.

Выброс активности в окружающую среду составит $2{,}1\cdot10^{13}$ Бк ИРГ, $8{,}6\cdot10^{11}$ Бк йодов, $5{,}0\cdot10^{9}$ Бк йода-131 и $9{,}0\cdot10^{7}$ Бк цезия-134,137. Дозы облучения критической группы населения при наименее благоприятных метеорологических условиях не превышают уровней, при которых, в соответствии с НРБ-99/2009, требуется проведение защитных мероприятий по ограничению облучения населения.

Доза облучения персонала в ЦПУ для одной смены за 30 суток составит $6\cdot10^{-8}$ мЗв, что значительно ниже годового предела дозы облучения персонала (20 мЗв/год). Эффективная доза облучения персонала за 30 суток за бортом АСММ составит $2{,}5\cdot10^{-3}$ мЗв, что значительно ниже регламентируемой НРБ-99/2009 планируемой дозы облучения при ликвидации аварии 100 мЗв.

В классе аварий на остановленном реакторе и при обращении с топливом наихудшие радиационные последствия на местности имеет запроектная авария падения контейнера с ОТВС с высоты 12 м. Выброс активности в окружающую среду составит $4{,}5\cdot10^{14}$ Бк ИРГ, $5{,}1\cdot10^{11}$ Бк йодов, $4{,}0\cdot10^{11}$ Бк йода-131 и $1{,}6\cdot10^{11}$ Бк цезия-134,137. Дозы облучения критической группы населения (детей) при наименее благоприятных метеорологических условиях на расстояниях, больших 130 м от АСММ, не превышают уровней, при которых, в соответствии с НРБ-99/2009, требуется проведение защитных мероприятий по ограничению облучения населения.

Анализ запроектной аварии с потерей теплоносителя первого контура РУ КЛТ-40С, сопровождающейся тяжелым повреждением (расплавлением) активной зоны (тяжелая авария).

Результаты анализа радиационных последствий показали следующее: размер зоны планирования защитных мероприятий определяется поглощенной дозой облучения щитовидной железы за первые 10 суток и не превышает 1 км; вне зоны планирования защитных мероприятий необходимо установить временные ограничения на потребление отдельных продуктов местного производства и дикорастущих плодов и ягод, выращенных в зоне радиусом до 13 км от места выброса; зона планирования мероприятий по обязательной эвакуации населения отсутствует. Размер зоны планирования защитных мероприятий не более 1 км при тяжелой аварии РУ КЛТ-40С отвечает современным отечественным и международным требованиям по безопасности АС.

Анализ происшествий, вызванных внешними воздействиями на АСММ, взрывами и пожарами на борту, показал в целом высокую степень безопасности АСММ. Ядерная и радиационная безопасность АСММ обеспечена в случае всех проектных аварий, вызванных внешними воздействиями.

Радиационные последствия в виде поступления ЖРО и теплоносителя первого контура в морскую среду возможны при следующих запроектных авариях, вызванных внешними воздействиями: таран АСММ в район реакторного отсека или хранилищ ОТВС и ТРО другим судном, скорость которого существенно больше критической; длительная посадка АСММ на скалистую отмель в штормовых условиях.

В случае запроектной аварии с затоплением АСММ на глубинах более 200 м при ударе о грунт возможно разрушение корпусных конструкций судна, хранилища ОТВС, защитного ограждения, ЗО, разгерметизация первого контура с последующим выходом продуктов деления из активных зон в морскую среду.

Мгновенный сброс радиоактивных вод из всех цистерн ЖРО и баков хранилищ ОТВС не представляет заметной экологической опасности вследствие непродолжительного существования пятна загрязнения. Максимальные радиус загрязнения составляет 2,34 км. Время существования пятна загрязнения не превосходит 1,5 суток.

Отдельного внимания заслуживает надежность трубной системы парогенераторов ПАЭС. Проведенный авторами анализ безопасности прототипов АСММ показал, что на протяжении более чем, 40 лет происходят течи выемной трубной системы парогенераторов (от 10 до 27 инцидентов в год). У прототипов для борьбы с такими нарушениями использовалось глушение трубок или замена самих парогенераторов в заводских условиях. К сожалению, доступная информация не разъясняет, как подобные нарушения будут ликвидироваться в условиях эксплуатации АСММ.

Проведенный анализ опыта эксплуатации прототипов ПАЭС и проектной документации показывают, что принятые проектно-конструкторские решения, использован-

ная нормативная база, консервативный подход в формировании пределов и функции безопасности на всех этапах разработки, создания, транспортировки и эксплуатации плавучей атомной энергоустановки обеспечивают надежную основу для обеспечения ее ядерной и радиационной безопасности как в период штатной эксплуатации так и в случаях проектных и запроектных аварий. Анализ подтверждает выводы Росатома по оценке установки как отвечающей высоким требованиям ядерной и радиационной безопасности. Однако, необходимо учитывать, что использованные при создании ПАЭС нормы и требования разработаны применительно к условиям стационарных АЭС и атомных судов, в первую очередь для ледоколов и лихтеровоза. Специальной российской нормативной базы, учитывающей особенности ПАЭС, как и международных правил и рекомендаций, пока не создано. Росатому РФ, параллельно с набором опыта эксплуатации референтного атомного плавучего энергоблока, необходимо разработать адекватную нормативную базу.

Выводы

1. С развитием ядерных технологий, разработкой судовых ядерных реакторов с лучшими экономическими показателями и более высоким уровнем безопасности, с соблюдением национальных и международных норм ядерной и радиационной безопасности и опираясь на опыт эксплуатации атомного ледокольного флота и судовых ЯППУ ВМФ, можно ожидать, что принятые при проектировании ПАТЭС технические решения обеспечивают соблюдение национальных и международных норм ядерной и радиационной безопасности, опираются на длительный опыт эксплуатации отечественного атомного ледокольного флота. что функционирование ПАТЭС не приведет к нарушению радиоэкологического равновесия в прибрежных и морских экосистемах в процессе ее длительной эксплуатации, а также к облучению персонала и населения выше рекомендуемых норм как при нормальной эксплуатации ПАТЭС, так и в случае проектных и запроектных аварий.

2. Декларируемый в проекте ПАТЭС с КЛТ-40С уровень ядерной, радиационной и экологической безопасности соответствует национальным нормам и правилам. Доза облучения персонала и населения при нормальной эксплуатации не превысит пределов, установленных национальными и международными санитарными нормами. Обращение на ПАЭС с ТРО и ЖРО соответствует отечественным и международным требованиям по безопасности на объектах атомной энергетике.

3. В настоящий момент в регионе Северного морского пути отсутствует система государственного радиационного и экологического мониторинга. Более чем, за 60-летний период функционирования атомного ледокольного флота и атомных подводных лодок не была создана необходимая инфраструктура в портах СМП для аварийного захода судов с ядерной энергетической установкой. Концерн «Росэнергоатом» до сих пор не ввел в действие систему объектового радиационного мониторинга плавучей атомной теплоэлектростанции «Академик Ломоносов» в г. Певек. Для устранения подобной ситуации необходимо создать систему радиационного мониторинга, целью которой являлся контроль обстановки, а также информационная поддержка органов государственной власти и управления. Среди основных целей ее функционирования являются следующие: совершенствование государственного контроля радиационной обстановки на территории АЗРФ для его приведения в соответствие с требованиями действующего законодательства; оперативное обеспечение органов государственной власти, местного самоуправления, территориальных органов, осуществляющих контроль и надзор радиационной безопасности, общественных организаций и населения информацией о текущем и ожидаемом состоянии радиационной обстановки, фактах, характере, масштабах и последствиях ее изменения; оперативное обеспечение Единой государственной системы предупреждения и ликвидации чрезвычайных ситуаций информацией, необходимой для защиты населения в связи с чрезвычайными радиационными ситуациями на территории АЗРФ; информационная поддержка и выработка рекомендаций для принятия управленческих решений в связи с фактическими или прогнозируемыми изменениями радиационной обстановки на территории АЗРФ.

4. В соответствии с изменениями в законе «О защите населения и территорий от чрезвычайных ситуаций природного и техногенного характера» № 68 от 21.12.1994 г. защита населения и территорий от чрезвычайных ситуаций федерального характера относится к полномочиям Правительства РФ, межмуниципального и регионального — органов государственной власти субъектов Российской Федерации и местного самоуправления. Изменения в законодательстве заставляют по-новому рассмотреть ситуацию с аварийным реагированием и радиационным мониторингом в связи с расширением полномочий и информирования территориальных органов власти. Ранее вопросы аварийного реагирования при радиационных авариях были компетенцией

исключительно ГК «Росатом» или федеральных органов исполнительной власти. В новой ситуации территориальные органы исполнительной власти должны в значительной степени полагаться на свои собственные силы.

5. В части нарушения технологических процессов следует продолжить исследования, направленные на минимизацию коррозионных повреждений теплообменных труб парогенераторов.

Список литературы:

1. Трутнев В.А., Симикин В.Ю., Осипов В.А. Отчет по экологической безопасности ПАТЭС за 2020 год. Певек. 2021. 22 с.
2. Радиационная обстановка на территории России и сопредельных государств в 2003 году. Ежегодник. Под ред. С.М. Вакуловского. М.: Медиаагентство Росгидромета. Обнинск. 2022. 350 с.
3. Годовой отчет о деятельности Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору в 2021 г. Москва. 2022. С. 408.
4. Трутнев В.А., Симикин В.Ю., Осипов В.А. Отчет по экологической безопасности ПАТЭС за 2021 год. Певек. 2022. 21 с.
5. Атомная теплоэлектростанция малой мощности на базе плавучего энергоблока с реакторными установками КЛТ-40 С (Обращение с радиоактивными отходами). СПб.: ОАО ЦКБ «Айсберг», 2001. 87 с.
6. Кузнецов В.М. // Плавучие АЭС России. 2-е изд. доп. и пер. М.: Агентство Ракурс Продакшн. 2001. 111 с.

References:

1. Trutnev V.A., Simikin V.Yu., Osipov V.A. PATPP Environmental Safety Report 2020. Pevek, 2021, 22 p.
2. Radiation Situation on the Territory of Russia and Neighboring Countries in 2003. Yearbook. Ed. by S.M. Vakulovskiy. Moscow: Media Agency of Roshydromet, 2022, 350 p.
3. Annual Report on Activity of Federal Service for Ecological, Technological and Nuclear Supervision in 2021. Moscow, 2022, p. 408
4. Trutnev V.A., Simikin V.Y., Osipov V.A. Report on ecological safety of PATES for 2021. Pevek, 2022, 21 p.
5. Small-capacity nuclear power plant based on a floating power unit with КЛТ-40 С reactor units (Radioactive Waste Management). SPb, JSC Central Design Bureau "Aisberg", 2001, 87 p.
6. Kuznetsov V.M. // Floating NPPs of Russia. 2nd edition, revision. Moscow, Rakurs Production Agency, 2001, 111 p.