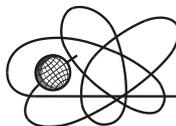




Российская Академия Наук

РОССИЙСКАЯ АКАДЕМИЯ НАУК

**ИНСТИТУТ ПРОБЛЕМ
БЕЗОПАСНОГО РАЗВИТИЯ
АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ**



ИБРАЭ

RUSSIAN ACADEMY OF SCIENCES

**NUCLEAR SAFETY
INSTITUTE**

Препринт ИБРАЭ № ИБРАЭ-2001-07

Preprint IBRAE-2001-07

С. А. Богатов, С. Л. Гаврилов, В. А. Данилян, В. П. Киселев

**ОЦЕНКА ВЫХОДА РАДИОНУКЛИДОВ
ДЛЯ РЯДА ГИПОТЕТИЧЕСКИХ АВАРИЙ
НА ОБЪЕКТАХ ВМФ**

Москва
2001

Moscow
2001

УДК 614.876

Богатов С.А., Гаврилов С.Л., Данилян В.А., Киселев В.П. ОЦЕНКА ВЫХОДА РАДИОНУКЛИДОВ ДЛЯ РЯДА ГИПОТЕТИЧЕСКИХ АВАРИЙ НА ОБЪЕКТАХ ВМФ. Препринт № IBRAE-2001-07. Москва: Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН, 2001. 33 с. — Библиогр.: 44 назв.

Аннотация

На основе открыто опубликованной информации сделана оценка активностей наиболее радиологически опасных нуклидов в активной зоне и металлоконструкциях реактора АПЛ в зависимости от энерговыработки и на судах технического обслуживания. В качестве гипотетических аварий рассмотрены возникновение СЦР при выгрузке отработавшей активной зоны, затопление АПЛ с поврежденным реакторным отсеком и затопление судна атомно-технического обслуживания. Рассмотрены вопросы, связанные с размещением вокруг объекта ВМФ датчиков мощности дозы гамма-излучения для обнаружения рассмотренных типов аварий.

©ИБРАЭ РАН, 2001

Bogatov S., Gavrilov S., Danilyan V., Kiselev V. ASSESSMENT OF RADIOACTIVE RELEASE FOR SEVERAL HYPOTHETICAL NAVY SHIP ACCIDENTS (in Russian). Preprint IBRAE-2001-07. Moscow: Nuclear Safety Institute RAS, April 2001. 33 p. — Refs.: 44 items.

Abstract

On the base of promulgated information an assessment has been done for radiologically significant nuclides inventory of technical service ships and nuclear submarine core and metallic reactor structures depending on fuel burn up. Self-sustaining chain reaction during recharge of active core, submersion of submarine and technical service ships were considered as hypothetical accidents. Some principles of gamma dose rate sensors location to detect such a type accident has been defined.

©Nuclear Safety Institute, 2001

Оценка выхода радионуклидов для ряда гипотетических аварий на объектах ВМФ

Богатов С.А., Гаврилов С.Л., Данилян В.А., Киселев В.П.

ИНСТИТУТ ПРОБЛЕМ БЕЗОПАСНОГО РАЗВИТИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ
113191, Москва, ул. Б. Тульская, 52
тел.: (095) 955-22-36, факс: (095) 958-11-51, эл. почта: sbg@ibrae.ac.ru

Содержание

Содержание	3
1. Введение.....	4
2. Активности радионуклидов в реакторном отсеке АПЛ.....	5
2.1. Активности радионуклидов в затопленном реакторном отсеке атомноголедокола «Ленин» [6].....	5
2.2. Расчеты радиационных характеристик реакторов ПЛА, затопленных в районе архипелага Новая Земля [7].....	6
2.3. Расчет активностей радионуклидов в активной зоне транспортного реактора после выработки энергоресурса [10].....	8
2.4. Оценка наработки основных радионуклидов в реакторе АЭУ «Севморпуть» [11]	9
2.5. Расчеты наведенной активности в металлоконструкциях реакторного отсека	9
2.6. Основные результаты.....	11
3. Возникновение СЦР при выгрузке отработавшей активной зоны.....	14
3.1. Сценарий аварии.....	14
3.2. Выброс топливной композиции	15
3.3. Измерения плотности выпадений ^{60}Co , проводившиеся после аварии АПЛ в бухте Чажма.....	17
3.4. Активность в выбросе	18
3.5. Скорости осаждения радионуклидов.....	20
3.6. «Функция источника» паровоздушного выброса	21
3.7. Расчет загрязнения грунта для задачи размещения датчиков системы мониторинга.....	21
4. Выход радионуклидов в акваторию при затоплении судов атомно-технологического обслуживания	22
4.1. Постоянные выходы радионуклидов через поврежденные защитные барьеры	23
4.2. Рассеяние ПД, вышедших за борт судна, в акватории	24
4.3. Радионуклидный состав источников загрязнения	24
4.4. Расчетная модель для определения концентраций радионуклидов в морской воде у затонувшего судна	24
5. Выход радионуклидов в акваторию при затоплении выведенной из эксплуатации АПЛ.....	27
5.1. Радионуклидный состав источников загрязнения	27
5.2. Расчетная модель	27
6. Принципы размещения и пороги срабатывания датчиков МД для задач экологического контроля объекта 29	
6.1. Наземные датчики МД	29
6.2. Датчики в населенных пунктах	30
6.3. Подводные датчики	31
Литература.....	31

1. Введение

Поступление небольших количеств радиоактивных веществ с объекта ВМФ в окружающую среду в нормальных условиях возможно [1]:

- при несанкционированных сбросах слабоактивных (объемная активность $< 10^{-5}$ Ки/л) жидких радиоактивных отходов (ЖРО) из дренажных цистерн кораблей с ядерными энергетическими установками (ЯЭУ) и береговых емкостей, предназначенных для сбора ЖРО;
- при повреждении корпусов плавучих емкостей для сбора ЖРО и цистерн спецтанкеров со слабоактивными ЖРО;
- при нарушении технологии отбора проб теплоносителя ЯЭУ;
- при проведении дезактивации корпусов кораблей с ЯЭУ, спецсудов и причалов, загрязненных радиоактивными веществами;
- при стравливании воздуха из баллонов системы вакуумирования, вентилировании помещений, в которых имеется радиоактивное загрязнение воздушной среды;

Радиоактивное загрязнение окружающей среды в этих случаях носит, как правило, локальный характер и при одноразовом поступлении за несколько часов снижается до исходных уровней.

Поступление значительных количеств радиоактивных веществ возможно при крупных радиационных авариях, в частности:

- при возникновении самоподдерживающейся цепной реакции (СЦР) во время перезарядки (в рассматриваемом случае – выгрузки) реакторов ЯЭУ;
- при нарушении герметичности бассейнов-хранилищ отработавших тепловыделяющих сборок (ОТВС), береговых (плавучих) емкостей для сбора и хранения средне- и высокоактивных ЖРО (объемная активность $10^{-5} - 1$ Ки/л);
- при несанкционированных сливах средне- и высокоактивных ЖРО с кораблей с ЯЭУ, плавучих технических баз (ПТБ) и плавучих технических танкеров (ПТТ);
- при попадании грунтовой, дождевой воды за предохранительные барьеры «сухих» хранилищ ОТВС и площадок (могильников) высокоактивных твердых радиоактивных отходов (ТРО).

Источниками аварий в большинстве случаев является ошибочная деятельность персонала, а также случайные внешние воздействия на радиационно и ядерно-опасные объекты при стихийных бедствиях, в ходе военных действий, в результате диверсионных актов.

В зависимости от характера природных явлений, среди стихийных бедствий, способных ухудшить радиационную обстановку на объектах ВМФ, можно выделить следующие группы [2]:

- геофизически опасные явления (землетрясения, извержения вулканов);
- геологически опасные явления (оползни, сели, обвалы, лавины, пылевые бури, просадки земной поверхности);
- морские гидрологически опасные явления (цунами, тайфуны, штормы, ледовые давления);
- гидрологически опасные явления (наводнения, повышение уровня грунтовых вод, заторы);
- природные пожары (лесные, торфяные, подземных горючих ископаемых).

Для спецобъектов ВМФ представляет интерес анализ землетрясений свыше 6 баллов, в результате которых уже могут образовываться трещины в стенках и перекрытиях бетонных сооружений, так как при поступлении в них грунтовых вод формируются течи радиоактивных веществ, выходящих за пределы хранилищ. С этого уровня сейсмоактивности сохраняются остаточные деформации в почвах и горных породах в виде оползней, трещин, возникают интенсивные изменения уровней грунтовых вод и т.д. Повдвижки земной коры в морской среде приводят к возникновению цунами, высота волн которых на открытом побережье может достигать 15-30 м, в заливах – несколько метров.

Ядерно и радиационно опасные объекты ВМФ, за исключением применения ядерных боеприпасов, не способны оказывать экологическое воздействие глобального характера (изменение состояния суши, ат-

мосферы, гидросферы, биосферы). В процессе их повседневной эксплуатации их воздействие не выходило за границы регионов [3,4].

Опыт обычного удержания на плаву выведенных для утилизации подводных лодок показывает, что по истечении 7-10 лет около 10 % из них теряют плавучесть и требуется их посадка на мель либо поддержка понтонами. Такие условия хранения при сочетании с возможностью возникновения неблагоприятных погодных воздействий могут привести к их затоплению у пирсов. По мнению авторов работы [5], при опрокидывании лодки и поступлении морской воды в реакторный отсек не исключен выход большого количества радиоактивных веществ во внешнюю среду.

Любые нарушения герметичности защитных барьеров выработавших свой ресурс спецтанкеров, плавучих мастерских и хранилищ в любой момент также могут привести к загрязнению морской среды при переходах их морем или в пунктах постоянного базирования.

В настоящее время контроль за состоянием ядерной и радиационной безопасности возложен на специалистов соответствующих служб радиохимической безопасности. Отдельные элементы диагностики активных зон ядерных реакторов осуществляют службы радиационной безопасности, радиоэкологический контроль – радиобиологические лаборатории. Имеются контролирующие органы: инспекция ядерной и радиационной безопасности (ЯРБ) и периодически создаваемые внутриведомственные комиссии. Для оказания помощи терпящим бедствие подводным лодкам есть передвижная группа радиационной безопасности.

Задачей данной работы авторы ставили оценку «функции источника» при наиболее тяжелых, по их мнению, авариях на объектах ВМФ – возникновении СЦР при выгрузке отработавшей активной зоны, затоплении атомной подводной лодки (АПЛ) с поврежденным реакторным отсеком и судна атомно-технического обслуживания с отработавшим топливом или жидкими радиоактивными отходами на борту. Рассмотрение аварий проводилось с точки зрения определения необходимых параметров и мест размещения датчиков системы радиационного мониторинга вокруг объектов ВМФ для обнаружения аварий рассмотренного типа.

Дальнейший анализ проводился в следующих предположениях:

- основной задачей системы мониторинга, как подсистемы общей системы радиационного контроля объекта, должно быть обнаружение факта радиационных аварий, способных привести к превышению установленных уровней радиационного воздействия на персонал, население и окружающую среду;
- система мониторинга планируется как система контроля радиационного воздействия на население и окружающую среду. В систему не включается контроль технологических процессов внутри объекта и радиационного воздействия на персонал, работающий на объекте;
- уточнение последствий аварий, восстановление функции источника, получение информации для планирования защитных мероприятий и т.п. должно осуществляться с помощью других систем (мобильных систем контроля радиационной обстановки, дополнительного пробоотбора, лабораторных анализов проб и т.п.).

2. Активности радионуклидов в реакторном отсеке АПЛ

2.1. Активности радионуклидов в затопленном реакторном отсеке атомного ледокола «Ленин» [6]

Почти вся информация, относящаяся к атомным подводным лодкам, еще не рассекречена. В противоположность этому, информация о ядерной паропроизводящей установке (ППУ) атомного ледокола «Ленин» почти полностью рассекречена и расчеты активности в отработавшем ядерном топливе (ОЯТ) и в судовых реакторах ледокола могут быть выполнены достаточно точно. В работе [6] приводятся расчеты содержания радионуклидов для затопленного реакторного отсека ледокола. Этот отсек содержит три раз-

груженых от ОЯТ корпуса реактора и один специальный контейнер с частью ОЯТ из одного (аварийного) ледокольного реактора.

Все три реактора были обычными энергетическими реакторами с водой под давлением и гетерогенной активной зоной максимальной тепловой мощностью 90 МВт. Активная зона с эффективной высотой 1540 мм и с эффективным диаметром 997 мм набиралась из 219 цилиндрических технологических каналов с 36 твэлами. Обогащение топлива из спеченной двуокиси урана изотопом U-235 составляло 5 %.

Для снижения тепловой и радиационной нагрузок на корпус реактора и продления срока его службы вокруг активной зоны были размещены 5 концентрических экранов из нержавеющей стали толщиной 20-30 мм. Компенсирующая решетка, используемая для подавления начальной избыточной реактивности, изготовлена из пластин нержавеющей стали. Цилиндрические канальные трубы изготовлены из циркониевого сплава с примесью бора. Среднее значение плотности потока нейтронов в реакторе оценивается в $2,4 \cdot 10^{13}$ н/(см²*с). Средние значения коэффициентов радиальной и аксиальной неравномерности энерговыделения составляют 0,87 и 0,38. Корпус реактора изготовлен из углеродистой стали 12Х2МСА, с облицовкой из нержавеющей стали 1Х18Н9Т.

В 1963 г. была произведена вторая загрузка топлива. В реактор № 1 были загружены топливные каналы (ТК) с твэлами в оболочках из нерж. стали (129 кг U-235), в реакторы № 2,3 – из Zr-Nb сплава (по 75 кг U-235). В феврале 1965 г. на реакторе № 2 произошла авария, в результате чего из аварийного реактора удалось выгрузить лишь 94 ТК. Остальные 125 ТК остались в активной зоне. В августе 1967 г. реакторный отсек с ППУ, тремя корпусами реакторов с выгруженным топливом и контейнером, содержащим 125 аварийных ТК, был затоплен в северной части архипелага Новая Земля.

Суммарная энерговыработка с первой загрузкой (1959-1962) была равна 17,8 ГВт*сут для реактора № 1 и по 18,0 ГВт*сут для реакторов № 2,3. Соответствующие величины для второй загрузки (1963-1965) были равны 22,5 ГВт*сут для реактора № 1 и примерно по 17,5 ГВт*сут для реакторов № 2,3. Энерговыработка реактора № 2 к моменту аварии составила 14,2 ГВт*сут (на 75 кг U-235).

2.2. Расчеты радиационных характеристик реакторов ПЛА, затопленных в районе архипелага Новая Земля [7]

Для уточнения радиационных характеристик ОЯТ авторы [7] использовали официальную информацию о режимах эксплуатации реакторов, представленную в Министерство охраны окружающей среды и природных ресурсов России Главным техническим управлением ВМФ. Расчеты проводились по программе AFPA [8], которая прошла сравнение с аналогичными программами других стран под эгидой Европейского агентства по ядерной энергии [9].

В статье приведены данные по удельной активности радионуклидов на 1995 г. Реальные режимы работы реакторов на мощности неизвестны, авторы при расчетах использовали равномерное разбиение временной шкалы на интервалы, исходя из известных интегральных времени работы и простоя. Использовались следующие данные для 5 ПЛА и топлива ледокола «Ленин» (Таблица 2):

Активности продуктов деления и актиноидов (для 856 кг топлива из 1500 кг реактора № 2) и продуктов активации на момент затопления реакторного отсека приведены в Таблице 1.

Интересно отметить, что энерговыработка для приведенных реакторов составляет всего лишь 9-22 % от номинального ресурса.

Результаты расчетов активности актиноидов в топливе реакторов АПЛ и ледокола «Ленин» приведены в Таблице 3.

Таблица 1. Результаты расчетов содержания радионуклидов в затопленном реакторном отсеке ледокола «Ленин» на 1967 г. (два года после останова реактора № 2).

Радионуклид ($T_{1/2}$, лет)	Затопленная активность, Бк	Активность на полную загрузку, Бк	Отношение активности в реакторе к полной энерговыработке, Бк/(ГВт*сут)
Продукты деления, полная энерговыработка 14,2 ГВт*сут			
^{144}Ce (0,779)	4,954+15*	8,68+15	6,11+14
^{147}Pm (2,623)	2,239+15	3,92+15	2,76+14
^{137}Cs (30)	9,191+14	1,61+15	1,13+14
^{90}Sr (29,12)	8,495+14	1,49+15	1,05+14
^{106}Ru (1,009)	7,193+14	1,26+15	8,87+13
^{85}Kr (10,72)	1,011+14	1,77+14	1,25+13
^{95}Nb (0,096)	9,346+13	1,64+14	1,15+13
^{134}Cs (2,062)	6,852+13	1,20+14	8,45+12
^{125}Sb (2,77)	6,471+13	1,13+14	7,96+12
^3H (12,35)	3,994+12	7,00+12	4,93+11
^{99}Tc (2,13+5)	1,343+11	2,35+11	1,65+10
Актиноиды, полная энерговыработка 14,2 ГВт*сут			
^{241}Pu	2,587+14	4,65+14	3,27+13
^{239}Pu	5,050+12	8,85+12	6,23+11
^{240}Pu	2,256+12	3,95+12	2,78+11
^{238}Pu	1,310+12	2,30+12	1,62+11
^{241}Am	9,190+11	1,61+12	1,13+11
Продукты активации, энерговыработка трех реакторов за две кампании 111,3 ГВт*сут			
^{60}Co	1,65+15		1,48+13
^{63}Ni	2,23+14		2,00+12

*) Запись 4,954+15 здесь и далее означает $4,954 \cdot 10^{15}$

Таблица 2. Исходные данные для топлива ПЛА и ледокола. Данные приведены для одного (из двух) реакторов, Л – левый реактор, П – правый.

Заводской №	Масса ^{235}U , кг	Обогащение, %	Масса металлического урана, кг	Выдержка с момента останова до 1995 г., лет	Глубина выгорания топлива, МВт*сут/кг(U)
285Л	55,0	21	261,9	30	10,5
901Л	40,7	20	203,5	34	11,9
901П	30,6	20	153,8	34	15,6
421Л	116,3	21	553,8	27	2,0
601-Л/П	91,6	90	101,8	27	14,7
Ледокол (ОК-150)	75	5	1500	35	9,5

Результаты расчетов активности продуктов деления в топливе реакторов АПЛ и ледокола «Ленин» приведены в Таблице 4.

Считается, что активности долгоживущих продуктов деления рассчитываются достаточно хорошо – их не надо пересчитывать, даже если известна реальная история работы реактора на мощности. При большой выдержке активность ПД определяется энерговыработкой и практически линейно зависит от нее. Неопределенность в расчетах активностей актиноидов оценить не просто – она определяется вновь образовавшимися нуклидами (в основном ^{239}Pu , ^{240}Pu и ^{241}Am), а сечение их образования существенно меняется в процессе работы реактора при изменении мощности.

Таблица 3. Активности актиноидов в отработавшем топливе судовых реакторов, Бк (на 1995 г.). Под заводским № АПЛ в скобках указана суммарная энерговыработка в ГВт*сут.

Нуклид	T _{1/2}	285Л (2,75)	901Л (2,42)	901П (2,39)	421Л (1,08)	601Л/П (1,50)	ОК-150* (14,2)
²³⁵ U	7,01+8 лет	4,1+9	3,0+9	2,2+9	9,2+9	7,2+9	2,7+9
²³⁶ U	2,35+7 лет	1,7+9	1,5+9	1,5+9	6,7+8	9,4+8	4,2+9
²³⁷ Np	2,14+6 лет	1,3+8	1,3+8	1,6+8	2,6+7	1,6+7	1,4+9
²³⁸ U	4,48+9 лет	2,6+9	2,0+9	1,5+9	5,4+9	1,3+8	1,0+10
²³⁸ Pu	87,74 года	4,6+10	5,3+10	8,0+10	1,6+9	1,5+9	1,9+12
²³⁹ Pu	24119 лет	6,3+11	5,8+11	5,6+11	2,6+11	1,1+10	6,7+12
²⁴⁰ Pu	6550 лет	8,6+10	9,3+10	1,1+11	6,5+9	4,9+8	2,8+12
²⁴¹ Pu	14,35 года	1,0+12	1,0+12	1,7+12	1,8+10	1,9+9	1,2+14
²⁴¹ Am	432,2 года	1,1+11	1,4+11	2,3+11	1,6+9	1,7+8	1,1+13
²⁴² Pu	3,73+5 лет	2,3+6	3,3+6	7,3+6	<3,7+4	<3,7+4	8,8+8
^{242m} Am	141 год	7,1+7	6,0+7	7,0+7	<3,7+4	<3,7+4	6,7+9

*) Для 856 кг топлива из 1500 кг находившихся в реакторе.

Таблица 4. Активность продуктов деления в отработавшем топливе судовых реакторов, Бк (на 1995 г.). Под заводским № АПЛ в скобках приведена суммарная энерговыработка в ГВт*сут.

Нуклид	T _{1/2}	285Л (2,75)	901Л (2,42)	901П (2,39)	421Л (1,08)	601Л/П (1,50)	ОК-150* (14,2)
³ H	12,33 года	3,4+11	2,4+11	2,5+11	1,7+11	2,3+11	1,2+12
⁸⁵ Kr	10,72 года	7,2+12	5,1+12	5,1+12	3,7+12	5,2+12	2,5+13
⁹⁰ Sr	28,6 года	1,5+14	1,2+14	1,2+14	6,7+13	9,3+13	4,5+14
⁹⁰ Y	64,1 час	1,5+14	1,2+14	1,2+14	6,7+13	9,3+13	4,5+14
⁹⁹ Tc	2,13+5 лет	4,6+10	4,0+10	4,0+10	1,8+10	2,5+10	1,3+11
¹²⁹ I	1,57+7 лет	7,4+7	6,5+7	6,5+7	2,9+7	4,0+7	2,4+8
¹³⁴ Cs	2,062 года	1,7+9	4,8+8	6,8+8	3,2+8	9,1+8	5,4+10
¹³⁵ Cs	2,3+6 лет	2,4+9	1,8+9	1,5+9	1,2+9	1,6+9	5,3+9
¹³⁷ Cs	30,17 года	1,6+14	1,3+14	1,3+14	6,8+13	9,5+13	5,1+14
^{137m} Ba	153,5 с	1,5+14	1,2+14	1,2+14	6,5+13	9,0+13	4,8+14
¹⁴⁷ Pm	2,624 года	3,3+11	1,1+11	1,2+11	3,9+11	5,3+11	2,4+12
¹⁵¹ Sm	90 лет	4,7+12	3,8+12	3,5+12	2,3+12	3,0+12	1,0+13
¹⁵² Eu	13,33 года	1,9+10	8,5+9	5,4+9	5,7+8	1,3+9	3,2+10
¹⁵⁴ Eu	8,8 года	1,2+11	9,7+10	1,3+11	1,1+10	2,8+10	3,7+11
¹⁵⁵ Eu	4,96 года	8,8+10	4,3+10	3,9+10	8,6+10	1,0+11	3,7+11

*) Для 856 кг топлива из 1500 кг находившихся в реакторе.

2.3. Расчет активностей радионуклидов в активной зоне транспортного реактора после выработки энергоресурса [10].

В работе [10] приводится примерное содержание радионуклидов в активной зоне транспортного реактора после выработки энергоресурса ($3 \cdot 10^6$ МВт*ч) в типовом эксплуатационном режиме в предположении, что в течение 24 часов непосредственно перед аварией реактор работал на номинальной мощности и время с момента его остановки до посадки судна на грунт составляет 5 ч. Результаты расчетов [10] приведены в Таблице 5.

Таблица 5. Примерное содержание радионуклидов в активной зоне транспортного реактора после выработки энергоресурса, Бк.

Нуклид	⁸⁵ Kr	⁹⁰ Sr	¹³⁴ Cs	¹³⁷ Cs	¹⁴⁷ Pm	¹⁵¹ Sm	¹⁵⁵ Eu
Активность, Бк	1,2+15	1,2+16	9,7+15	1,2+16	1,8+16	3,5+14	2,8+14
Бк/(ГВт*сут)	9,6+12	9,6+13	7,76+13	9,6+13	1,44+14	2,8+12	2,24+12

2.4. Оценка наработки основных радионуклидов в реакторе АЭУ «Севморпуть» [11]

Подробные оценки наработки радионуклидов в реакторе атомной энергетической установки «Севморпуть» были выполнены в работе [12] и приводятся в [11]. Предполагается, что энерговыработка реактора составляет 30,82 ГВт*сут. Оценка наработки некоторых радионуклидов на момент останова реактора приведена в Таблице 6.

Таблица 6. Оценка наработки основных радионуклидов в реакторе АЭУ «Севморпуть» с энерговыработкой 30,82 ГВт*сут на момент останова реактора [11].

Нуклид	T _{1/2}	Активность, Бк/(ГВт*сут)
⁸⁵ Kr	3934,4 дня	1,4+13
⁹⁰ Sr	28,78 года	1,2+14
¹⁰⁶ Ru	373,59 дня	1,7+14
¹³¹ I	8,0207 дня	2,0+15
¹³⁴ Cs	2,0648 года	5,2+13
¹³⁷ Cs	30,07 года	1,2+14
¹⁴⁴ Ce	284,893 дня	3,2+14
¹⁴⁷ Pm	2,6934 года	3,6+14
²³⁷ U	6,75 дня	5,2+14
²³⁸ Np	2,117 дня	5,5+13
²³⁹ Np	2,3565 дня	1,1+15
²³⁸ Pu	87,7 года	1,6+11
²³⁹ Pu	24110 лет	2,2+10
²⁴⁰ Pu	6564 года	1,3+10
²⁴¹ Pu	14,35 года	2,1+12
²⁴¹ Am	432,2 года	9,7+8

2.5. Расчеты наведенной активности в металлоконструкциях реакторного отсека

По результатам работы [13], после выгрузки топлива в реакторной установке (РУ) остается порядка 10⁵ Ки наведенной радиоактивности в материалах оборудования и продуктах коррозии, осевших на поверхностях контура теплоносителя. Основная наведенная активность сосредоточена в корпусе реактора и ближайших к нему металлоконструкциях (99%), приблизительно 0.1% всей образовавшейся активности представляют разнесенные по поверхностям 1-го контура радиоактивные продукты коррозии. Их активность составляет обычно 10⁻⁵ - 10⁻⁶ Ки/см² по радионуклиду Со-60 (через 5 лет после остановки). Продукты деления присутствуют в пленке коррозионных отложений в количествах не более 10⁻² Ки. На Рис. 1. показано распределение радиоактивности в оборудовании судовой РУ [13].

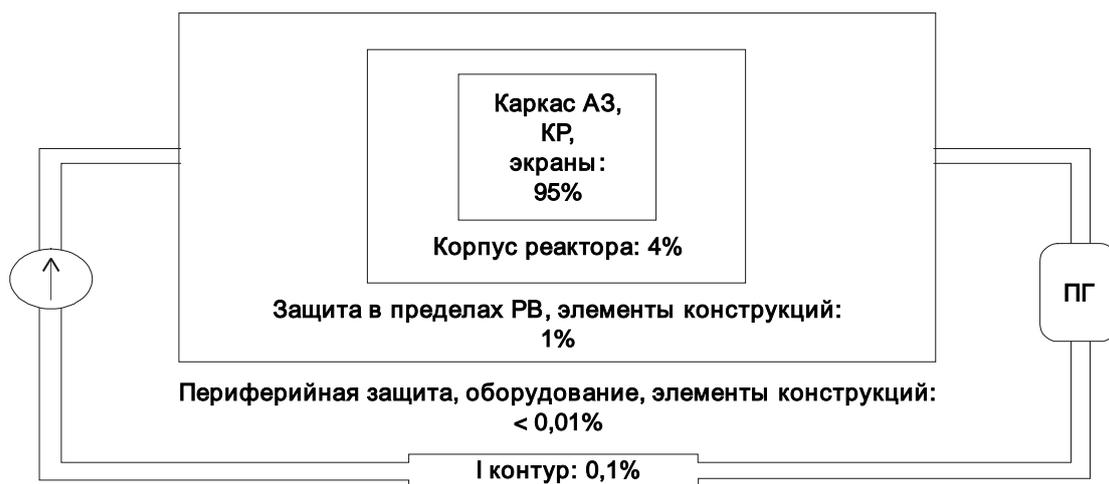


Рис. 1 Распределение активности в оборудовании ППУ, материалах защиты и конструкциях реакторного отсека (РО) после выгрузки активной зоны (АЗ)

В Таблице 7 представлены результаты оценок суммарной наведенной радиоактивности в РУ и ее радионуклидного состава [13]. Предполагая, что данные приведены для АПЛ первого - второго поколения с реакторами номинальной мощности порядка 70 МВт, и средняя мощность составляла 30 % от номинальной [7], можно заключить, что приведенные активности соответствуют примерной энерговыработке $2 \cdot 70 \text{ МВт} \cdot 0,3 \cdot 40000 \text{ час} / 24 = 70 \text{ ГВт} \cdot \text{сут}$. Анализ данных таблицы 6 показывает, что наиболее значимая накопленная долгоживущая активность приходится на долю изотопа кобальта-60, период полураспада которого равен 5,27 года. Кобальт-60 испускает достаточно жесткое гамма-излучение и практически полностью определяет радиационную обстановку вблизи радиоактивных конструкций и оборудования в течение первых 50-70 лет.

Таблица 7. Активность радионуклидов в материалах конструкций ППУ сразу после останова (2 реактора, время работы – 40000 часов (~70 ГВт*сут)), Бк.

Радионуклид	$T_{1/2}$, лет	Активность, Бк	Активность на единицу энерговыработки, Бк/(ГВт*сут)
^{51}Cr ($\gamma\beta$)	0,076	1,5+16	2,1+14
^{54}Mn ($\gamma\beta$)	0,855	3,6+14	5,1+12
^{55}Fe (β)	2,7	6,7+15	9,6+13
^{59}Fe ($\gamma\beta$)	0,122	2,6+14	3,7+12
^{60}Co ($\gamma\beta$)	5,23	1,4+15	2,0+13
^{58}Co ($\gamma\beta$)	0,194	9,5+14	1,4+13
^{59}Ni (β)	$7,5 \cdot 10^4$	4,4+12	6,3+10
^{63}Ni (β)	96,0	3,4+14	4,9+12
^{93}Mo ($\gamma\beta$)	$3,5 \cdot 10^3$	2,5+9	3,6+7
^{99}Tc (β)	$2,13 \cdot 10^5$	7,0+8	1,0+7

β - чистые бета-излучатели,
 $\gamma\beta$ - смешанные гамма-бета-излучатели.

В Таблице 8 представлены результаты расчетов активности в элементах оборудования реакторной установки АПЛ II-го поколения.

Таблица 8. Активность конструкционных материалов реакторной установки АПЛ II-поколения, Ки [14].

Источник	Нук-лид	Время выдержки, лет						
		0	1	5	10	25	50	100
1. Прочный корпус АПЛ	Со-60	$5,4 \cdot 10^{-1}$	$4,7 \cdot 10^{-1}$	$2,8 \cdot 10^{-1}$	$1,5 \cdot 10^{-1}$	$2,0 \cdot 10^{-2}$	$7,4 \cdot 10^{-4}$	$1,0 \cdot 10^{-6}$
	Mn-54	$1,3 \cdot 10^{-1}$	$5,8 \cdot 10^{-2}$	$2,3 \cdot 10^{-3}$	$4,1 \cdot 10^{-5}$	-	-	-
	Fe-55	28	22	7,7	2,1	$4,5 \cdot 10^{-2}$	$7,4 \cdot 10^{-5}$	-
	Ni-59	$7,9 \cdot 10^{-4}$						
	Ni-63	$9,0 \cdot 10^{-2}$	$9,0 \cdot 10^{-2}$	$8,8 \cdot 10^{-2}$	$8,5 \cdot 10^{-2}$	$7,6 \cdot 10^{-2}$	$6,4 \cdot 10^{-2}$	$4,6 \cdot 10^{-2}$
	Сумма	29,0	22,0	8,1	2,4	$1,4 \cdot 10^{-1}$	$6,6 \cdot 10^{-2}$	$4,6 \cdot 10^{-2}$
2. Корпус реактора, днище и кессон бака	Со-60	$2,0 \cdot 10^2$	$1,8 \cdot 10^2$	$1,0 \cdot 10^2$	54	7,5	$2,8 \cdot 10^{-1}$	$3,8 \cdot 10^{-4}$
	Mn-54	$6,5 \cdot 10^2$	$2,9 \cdot 10^2$	12	$2,1 \cdot 10^{-1}$	$1,2 \cdot 10^{-6}$	-	-
	Fe-55	$3,5 \cdot 10^4$	$2,7 \cdot 10^4$	$9,7 \cdot 10^3$	$2,7 \cdot 10^3$	57	$9,3 \cdot 10^{-2}$	-
	Ni-59	$2,8 \cdot 10^{-1}$						
	Ni-63	32	31	31	30	27	22	16
	Сумма	$3,6 \cdot 10^{+4}$	$2,8 \cdot 10^4$	$9,8 \cdot 10^3$	$2,8 \cdot 10^3$	91	23	16
3. Внутри-реакторные конструкции	Со-60	$1,3 \cdot 10^4$	$1,1 \cdot 10^4$	$6,7 \cdot 10^3$	$3,5 \cdot 10^3$	$4,8 \cdot 10^2$	18	$2,4 \cdot 10^{-2}$
	Mn-54	$9,1 \cdot 10^3$	$4,1 \cdot 10^3$	$1,6 \cdot 10^2$	2,9	$1,7 \cdot 10^{-5}$	-	-
	Fe-55	$2,5 \cdot 10^5$	$1,9 \cdot 10^5$	$6,9 \cdot 10^4$	$1,9 \cdot 10^4$	$4,0 \cdot 10^2$	$6,5 \cdot 10^{-1}$	$1,7 \cdot 10^{-6}$
	Ni-59	17	17	17	17	17	17	17
	Ni-63	$2,0 \cdot 10^3$	$1,9 \cdot 10^3$	$1,9 \cdot 10^3$	$1,8 \cdot 10^3$	$1,6 \cdot 10^3$	$1,4 \cdot 10^3$	$9,8 \cdot 10^2$
	Сумма	$2,7 \cdot 10^5$	$2,1 \cdot 10^5$	$7,7 \cdot 10^4$	$2,4 \cdot 10^4$	$2,5 \cdot 10^3$	$1,4 \cdot 10^3$	$1,0 \cdot 10^3$
Сумма	$3,1 \cdot 10^5$	$2,4 \cdot 10^5$	$8,7 \cdot 10^4$	$2,7 \cdot 10^4$	$2,6 \cdot 10^3$	$1,4 \cdot 10^3$	$1,0 \cdot 10^3$	

Радиоактивность теплоносителя 1-го контура эвтектического сплава свинец - висмут по α -излучению при малых временах выдержки обусловлена Po-210 ($T_{1/2} = 138,4$ сут), при длительных выдержках - ^{210m}Bi ($T_{1/2} = 3,6 \cdot 10^6$ лет), по гамма-излучению при малых временах выдержки - радионуклидами: ^{60}Co ($T_{1/2} = 5,27$ лет), ^{113m}Cd ($T_{1/2} = 13,6$ лет), ^{207}Bi ($T_{1/2} = 30,2$ лет), ^{208}Bi ($T_{1/2} = 3,65 \cdot 10^5$ лет), ^{204}Tl ($T_{1/2} = 3,78$ лет), при длительных временах - ^{207}Bi и ^{208}Bi . Гамма-излучение, в основном, сопровождается бета-распадом. Наиболее жесткие гамма-излучатели: ^{60}Co , ^{110m}Ag , ^{207}Bi . Аварии на АПЛ с жидкометаллическим теплоносителем в данной работе не рассматривались.

2.6. Основные результаты

Расчеты активностей продуктов деления. Для расчетов содержания долгоживущих продуктов деления (ПД) в топливе АПЛ разумно предположить, что наработка пропорциональна энерговыработке. Таким образом, активность i -го радионуклида в топливе ПЛА, A_i , с суммарной энерговыработкой B (ГВт*сут), будет равна

$$A_i = a_i \cdot B \quad (1)$$

где a_i – активность i -го радионуклида на единицу энерговыработки в последнем столбце Таблицы 1.

В Таблице 9 приведено сравнение результатов расчетов [6,7,10] активностей долгоживущих продуктов деления, нормированных на единицу энерговыработки.

Таблица 9. Сравнение активностей продуктов деления на единицу энерговыработки на момент останова реактора, Бк/(ГВт*сут).

Нук- лид	$T_{1/2}$	285Л [2]	901Л [2]	901П [2]	421Л [2]	601Л/П [2]	ОК-150 [2]	[1]	[5]	[9]
^3H	12,33 года	8,6+11	6,7+11	7,1+11	7,2+11	7,0+11	1,1+12	5,5+11	-	-
^{85}Kr	10,72 года	1,8+13	1,9+13	1,9+13	2,0+13	2,0+13	3,0+13	1,3+13	9,6+12	1,4+13
^{90}Sr	28,6 года	1,1+14	1,1+14	1,1+14	1,2+14	1,2+14	1,3+14	1,1+14	9,6+13	1,2+14
^{99}Tc	2,13+5 лет	1,7+10	1,7+10	1,7+10	1,7+10	1,7+10	1,6+10	1,7+10	-	-
^{129}I	1,57+7 лет	2,7+7	2,7+7	2,7+7	2,7+7	2,7+7	3,0+7	-	-	-
^{134}Cs	2,062 года	1,5+13	1,8+13	2,6+13	2,6+13	5,3+12	8,6+12	1,7+13	7,8+13	5,2+13
^{135}Cs	2,3+6 лет	8,7+8	7,4+8	6,3+8	1,1+9	1,1+9	6,5+8	-	-	-
^{137}Cs	30,17 года	1,2+14	1,2+14	1,2+14	1,2+14	1,2+14	1,4+14	1,2+14	9,6+13	1,2+14
^{147}Pm	2,624 года	3,3+14	3,6+14	4,0+14	4,5+14	4,4+14	3,2+14	4,7+14	1,4+14	3,6+14
^{151}Sm	90 лет	2,2+12	4,9+12	1,9+12	2,6+12	2,5+12	1,6+12	-	2,8+12	-
^{152}Eu	13,33 года	3,3+10	2,1+10	4,9+10	5,7+9	3,5+9	2,5+10	-	-	-
^{154}Eu	8,8 года	4,6+11	5,8+11	6,1+11	1,1+11	1,6+11	7,2+11	-	-	-
^{155}Eu	4,96 года	2,1+12	2,1+12	1,9+12	3,5+12	2,9+12	6,1+12	-	2,2+12	-

Видно, что нормированные на энерговыработку результаты достаточно хорошо совпадают. Средние значения нормированных активностей долгоживущих продуктов деления и их среднеквадратичные отклонения приведены в Таблице 10.

Расчеты активностей трансурановых элементов. Для расчетов активности актиноидов учитывалась различная степень обогащения топлива ледокола (5 %) и АПЛ (20 % для водо-водяных и 90 % для реакторов с жидко-металлическим теплоносителем). Известно, что из основных актиноидов нечувствительным к плотности энерговыделения является только ^{238}Pu . Для остальных трансурановых элементов скорость образования ядер примерно обратно пропорциональна плотности энерговыделения в активной зоне (см. например [15]). Поэтому для расчета активности актиноидов A_i , образовавшихся за время эксплуатации лодочных реакторов (кроме ^{238}Pu), можно использовать соотношение

$$A_i = a_i \cdot B \cdot \frac{E(5)}{E(x)} \quad (2)$$

где $E(5)$ – обогащение топлива ледокола (5 %), $E(x)$ – обогащение топлива ПЛА.

Сравнение активностей актиноидов на единицу энерговыработки с учетом обогащения топлива приведено в Таблице 11.

Таблица 10. Средние значения нормированных активностей долгоживущих продуктов деления и их среднеквадратичные отклонения на момент останова реактора.

Нуклид	$T_{1/2}$	Активность, Бк/(ГВт*сут)
^3H	12,33 года	$(7,5 \pm 1,6) + 11$
^{85}Kr	10,72 года	$(1,8 \pm 0,6) + 13$
^{90}Sr	28,6 года	$(1,1 \pm 0,1) + 14$
^{99}Tc	2,13+5 лет	$(1,70 \pm 0,04) + 10$
^{129}I	1,57+7 лет	$(2,8 \pm 0,1) + 7$
^{134}Cs	2,062 года	$(2,7 \pm 2,3) + 13$
^{135}Cs	2,3+6 лет	$(8,5 \pm 2,1) + 8$
^{137}Cs	30,17 года	$(1,2 \pm 0,1) + 14$
^{147}Pm	2,624 года	$(3,6 \pm 1,0) + 14$
^{151}Sm	90 лет	$(2,6 \pm 1,1) + 12$
^{152}Eu	13,33 года	$(2,3 \pm 1,7) + 10$
^{154}Eu	8,8 года	$(4,4 \pm 2,5) + 11$
^{155}Eu	4,96 года	$(3,0 \pm 1,5) + 12$

Таблица 11. Сравнение активностей актиноидов на единицу энерговыработки с учетом обогащения топлива, Бк/(ГВт*сут). В знаменателе приводится упрощенный пересчет результатов [7] с учетом обогащения топлива.

Нуклид	$T_{1/2}$	285Л [2]	901Л [2]	901П [2]	421Л [2]	601Л/П [2]	ОК-150 [2]	«Севморпуть» [9]
^{238}Pu	87,74 года	$\frac{2,1+10}{1,6+11}$	$\frac{2,9+10}{1,6+11}$	$\frac{4,4+10}{1,6+11}$	$\frac{1,8+9}{1,6+11}$	$\frac{1,2+9}{1,6+11}$	$\frac{3,2+11}{1,6+11}$	1,6+11
^{239}Pu	24119 лет	$\frac{2,3+11}{1,5+11}$	$\frac{2,4+11}{1,6+11}$	$\frac{2,3+11}{1,6+11}$	$\frac{2,4+11}{1,5+11}$	$\frac{7,3+9}{3,5+10}$	$\frac{8,5+11}{6,2+11}$	2,2+10
^{240}Pu	6550 лет	$\frac{3,1+10}{6,7+10}$	$\frac{3,8+10}{7,0+10}$	$\frac{4,6+10}{7,0+10}$	$\frac{6,0+9}{6,6+10}$	$\frac{3,3+8}{1,5+10}$	$\frac{3,5+11}{2,8+11}$	1,3+10
^{241}Pu	14,35 года	$\frac{1,5+12}{7,9+12}$	$\frac{2,1+12}{8,2+12}$	$\frac{3,7+12}{8,2+12}$	$\frac{6,1+10}{7,8+12}$	$\frac{4,7+9}{1,8+12}$	$\frac{8,0+13}{3,2+13}$	2,1+12

Видно, что без учета реальной истории мощности реакторов упрощенные методы расчета дают результаты, надежность которых составляет в лучшем случае порядок величины.

Расчет активностей продуктов нейтронной активации стали в реакторном отсеке. Для расчета активностей продуктов активации корпусных конструкций предполагается, что нейтронная активация происходит постоянно, на некотором среднем уровне мощности, в том числе в стояночном режиме. Такая схема несколько завышает истинные активности продуктов активации, но в незначительной степени (реальный учет истории мощности для ПЛА с энерговыработкой несколько ГВт*сут приводит к активности Со-60 лишь на 10 % отличающейся от полученной по приведенной выше приближенной формуле (1)).

Согласно результатам, приведенным в Таблице 1, активности радионуклидов ^{60}Co и ^{63}Ni на единицу энерговыработки равны, соответственно $1,9 \cdot 10^{13}$ и $2,0 \cdot 10^{12}$ Бк/(ГВт*сут) на момент останова реактора. Аналогичные результаты независимого расчета [6] (Таблица 7) составляют $2,0 \cdot 10^{13}$ и $4,9 \cdot 10^{12}$ Бк/(ГВт*сут), т.е. можно говорить об удовлетворительном согласии результатов. Результаты в Таблице 8 по порядку величины также совпадают с вышеприведенными, если принять величину энерговыработки реакторного отсека (РО) примерно 20 ГВт*сут. Таким образом, для дальнейших оценок можно использовать результаты в Таблице 7.

3. Возникновение СЦР при выгрузке отработавшей активной зоны

Анализ причин возникновения аварии, связанной с возникновением СЦР на комплексе утилизации ПЛА показывает, что основными исходными событиями максимальной гипотетической аварии (СЦР при выгрузке АЗ) могут быть:

- ошибочное извлечение компенсирующей решетки (или одной из компенсирующих групп) при демонтаже приводов;
- захват одной или нескольких компенсирующих групп при подрыве или демонтаже крышки реактора;
- опрокидывание АПЛ при снятой крышке реактора или при отсутствии стопоров на компенсирующих группах.

3.1. Сценарий аварии

Введение избыточной реактивности приводит в зависимости от величины и скорости энерговыделения на единицу массы к расплаву или диспергированию топлива. Рассматривается случай, когда СЦР происходит в активной зоне заполненной водой. Температура топлива почти мгновенно достигает значений, достаточных для плавления материалов активной зоны. Взаимодействие фрагментов активной зоны при взаимодействии с перегретой водой влечет за собой паровой взрыв. Взрывом через проем монтажного люка выбрасываются фрагменты активной зоны реактора, над судном возникает кратковременный паровоздушный выброс, насыщенный аэрозолями. Тяжелые фрагменты раскидываются в непосредственной близости от очага аварии (на расстоянии около 100 м), на судне начинается пожар.

Разброс тяжелых фрагментов и последствия пожара считаются менее существенными по сравнению с паровоздушным выбросом с точки зрения распространения радионуклидов на большие расстояния и далее не рассматриваются.

В работе [16] на основе уравнений сохранения макроскопических характеристик вещества выброса рассчитаны параметры паровоздушного облака для следующих исходных данных, описывающих аварию на атомной подводной лодке:

- тепловая энергия, выделившаяся при аварии – 10^6 ккал ($\sim 4,18 \cdot 10^9$ Дж ~ 994 кг тротилового эквивалента);
- масса испаренной воды первого контура – 1 тонна;
- площадь выходного сечения монтажного люка – 16 м^2 ;
- температура окружающего воздуха 273 К;
- степень турбулентности атмосферы, характеризующая процесс «подсасывания» окружающего воздуха в облако [17] – 0,2.

Рассматривались два значения скорости ветра, w , - 5 и 15 м/с.

На Рис. 2 показан диапазон изменения во времени скорости подъема центра массы паровоздушного выброса для крайних значений скорости ветра 5 и 15 м/с. Видно, что ветер существенно влияет на траекторию выброса – чем больше скорость ветра, тем протяженнее и ниже подъем выброса. Начальная скорость подъема составляет около 9 м/с, при скорости ветра 5 м/с облако достигнет максимальной высоты ($h \sim 153$ м) примерно за 1 минуту, при скорости 15 м/с – за 30 с ($h \sim 70$ м).

На Рис. 3 показан диапазон изменений во времени объема паровоздушного выброса (V). Объем выброса сравнительно слабо зависит от скорости ветра. На Рис. *.3. показаны параметры облака в точке достижения максимальной высоты подъема по данным работы [16].

В исходных данных [16] энергия, выделившаяся при СЦР, принималась 10^6 ккал, что с учетом энерговыделения на один акт деления примерно 200 МэВ соответствует числу делений примерно 10^{20} . По-

видимому, в реальных условиях число делений может быть существенно меньше – так, по данным [18], для оценок последствий СЦР на АПЛ рекомендуемое число делений составляет $5 \cdot 10^{18}$.

3.2. Выброс топливной композиции

По данным, приведенным в работе [19], альфа-активность почвы в районе аварии АПЛ в бухте Чажма была представлена материалами не прореагировавшей топливной композиции и менялась в пределах $(2 \dots 5) \cdot 10^{-11 \dots -13}$ Ки/кг. Оценим массовую долю фрагментов топливной композиции, выброшенную при данной реактивной аварии и сформировавшую область радиоактивного следа. Для получения максимальной оценки будем полагать, что альфа-активность грунта 10^{-11} Ки/кг была равномерно распределена на наиболее загрязненной области следа длиной 3,5 км и шириной 200-650 м общей площадью 2 км² [20].

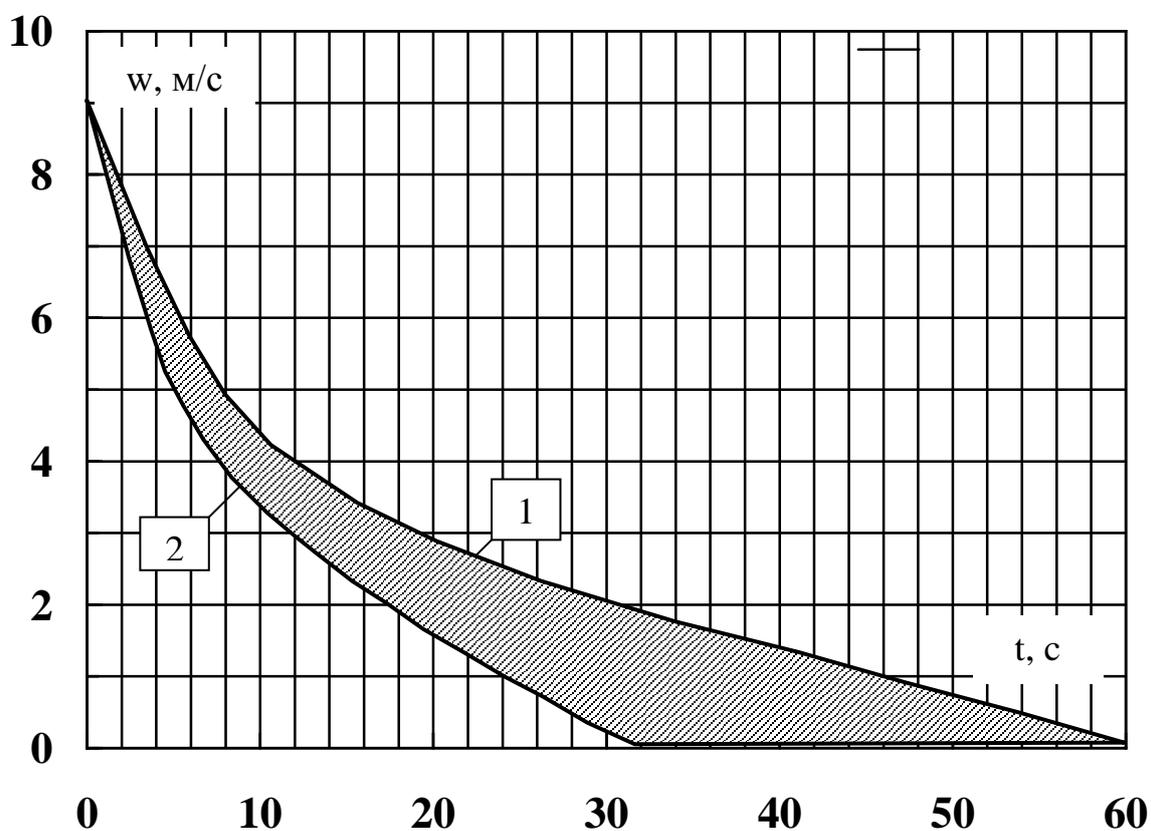


Рис. 2 Диапазон изменений во времени (t) скоростей подъема (w) центра массы паровоздушного выброса. 1 – скорость ветра 5 м/с, 2 – скорость ветра 15 м/с

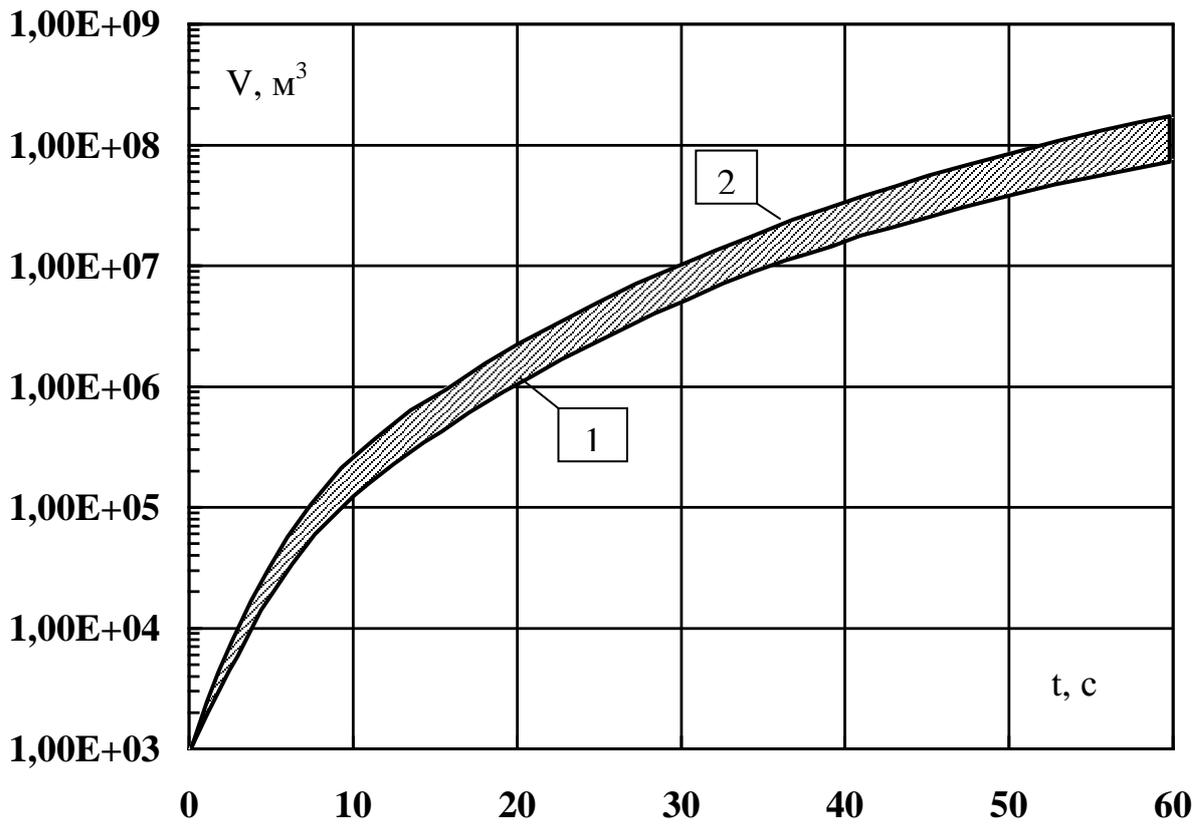


Рис. 3 Диапазон изменений во времени объема паровоздушного выброса (V). 1 – скорость ветра 5 м/с, 2 – скорость ветра 15 м/с

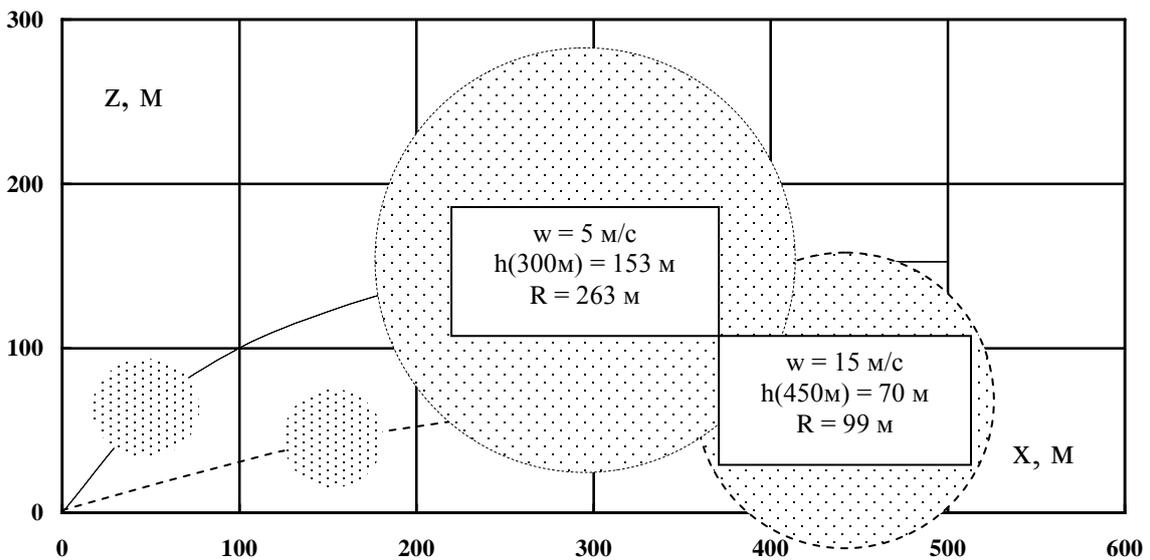


Рис. 4 Координаты подъема и радиус паровоздушного облака

Предполагая, что для пробы в соответствии с обычной практикой отбирался грунт с глубины 5 см и насыпная плотность грунта равна $1,5 \text{ т/м}^3$, объемной загрязненности 10^{-11} Ки/кг будет соответствовать поверхностная 28 Бк/м^2 . Отсюда на наиболее загрязненной области следа должно находиться количество урана, активность которого составляет $28 \cdot 2 \cdot 10^6 = 5,6 \cdot 10^7 \text{ Бк}$.

СЦР произошла на «свежем» топливе. Для АПЛ первого поколения характерно обогащение топлива изотопом ^{235}U 20 %, общая масса урана в активной зоне одного реактора – порядка 250 кг (см. например [21]).

Удельная альфа-активность изотопа ^{238}U ($T_{1/2} = 4,47 \cdot 10^9 \text{ лет}$) равна $1,24 \cdot 10^{10} \text{ Бк/г}$, изотопа ^{235}U ($T_{1/2} = 7,04 \cdot 10^8 \text{ лет}$) – $8,01 \cdot 10^{10} \text{ Бк/г}$. Альфа активность урана в «свежей» топливной композиции, таким образом, равна

$$0,8 \cdot 1,24 \cdot 10^{10} + 0,2 \cdot 8,01 \cdot 10^{10} \approx 2,6 \cdot 10^{10} \text{ Бк/г} = 2,6 \cdot 10^7 \text{ Бк/кг(U)}$$

и общая масса топливной композиции, выпавшей на радиоактивном следе, равна $5,6 \cdot 10^7 / 2,6 \cdot 10^7 \approx 2,2 \text{ кг(U)}$, что составляет примерно 1 % общей топливной загрузки. Для сравнения, доля топлива, выпавшего вблизи аварийного 4-го энергоблока ЧАЭС в результате реактивной аварии, составляет по оценкам [22] 3,5 %.

Отметим, что данная оценка справедлива в лучшем случае с точностью до порядка величины, так как данные по альфа-загрязненности грунта на сформированном в результате Чажменской аварии радиоактивном следе практически отсутствуют.

3.3. Измерения плотности выпадений ^{60}Co , проводившиеся после аварии АПЛ в бухте Чажма

Исходная информация по данным измерений бралась из работы [19]. По результатам измерений плотности поверхностного загрязнения грунта радионуклидом ^{60}Co на оси следа, с помощью разработанного в ИБРАЭ РАН компьютерного кода TRACE была сделана попытка добиться наилучшего согласия результатов расчета с прямыми измерениями. Используемые данные по плотности загрязнения приведены в Таблице 12.

Таблица 12. Данные по плотности загрязнения грунта радионуклидом ^{60}Co на оси радиоактивного следа, образовавшегося после радиационной аварии АПЛ в бухте Чажма. Данные приведены на момент аварии.

Расстояние от источника, км	Плотность загрязнения, Бк/м ²
1,3	$(1,3 \pm 0,3) \cdot 10^4$
2,5	$(1,5 \pm 0,6) \cdot 10^5$
2,7	$(1,1 \pm 0,2) \cdot 10^6$
4,5	$(7 \pm 3) \cdot 10^5$
4,8	$(1,7 \pm 0,6) \cdot 10^6$
5,6	$(4,0 \pm 0,4) \cdot 10^5$

Варьировались следующие параметры: активность ^{60}Co в выбросе, высота выброса и скорость осадения аэрозолей.

В момент аварии преобладал юго-восточный ветер со скоростью 5 м/с, облачность – низкая, 10 баллов, температура – 20°C , давление – 10^5 Па . Периодическая морось способствовала ускоренному осадению нуклидов. В качестве категории погоды использовалась категория «С» по Пасквиллу-Гиффорду.

Результаты расчетов плотности выпадений удовлетворительно согласуются данными измерений в следующих диапазонах варьировавшихся параметров: активность ^{60}Co в выбросе – $3 \dots 7 \cdot 10^{13} \text{ Бк}$, высота выброса – 180...200 м, скорость осадения аэрозолей – 4-14 см/с. На Рис. 5 приведен расчетный график

изменения плотности активности выпадений по оси выброса для одного из набора параметров и результаты измерений.

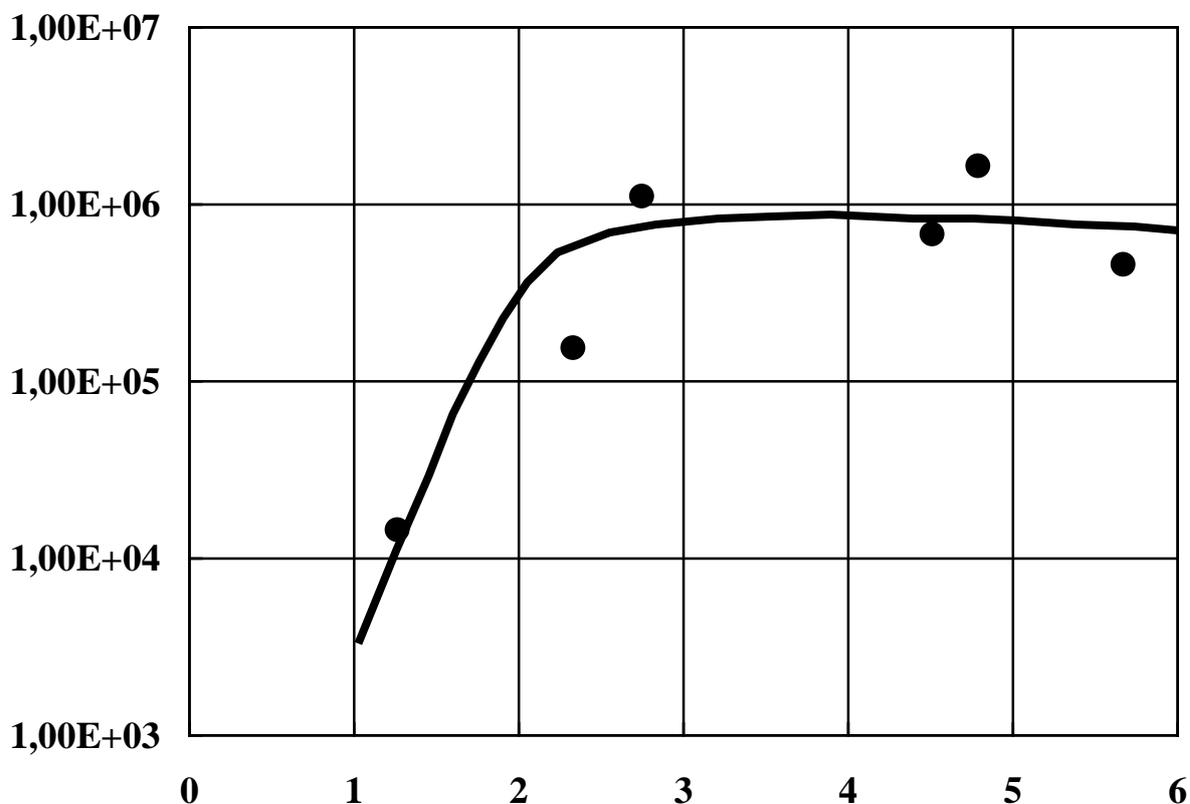


Рис. 5 Результаты аппроксимации экспериментальных данных (●) по поверхностному загрязнению грунта нуклидом ^{60}Co гауссовой моделью распространения примеси в атмосфере. Аппроксимирующая кривая получена для следующих параметров выброса: категория погоды D по Пасквиллу, активность ^{60}Co в выбросе - $5 \cdot 10^{13}$ Бк; эффективная высота подъема облака - 200 м; скорость осаднения – 7 см/с.

3.4. Активность в выбросе

Отметим, что цель данных оценок – определить по порядку величины мощности дозы гамма-излучения на местности для определения диапазона измерений датчиков системы радиационного мониторинга. Поэтому в расчетах используются некоторые достаточно произвольно взятые «средние» величины, и надо иметь в виду, что реальные значения в случае радиационных аварий могут отличаться от полученных расчетным путем на порядок величины. По этой же причине далее рассматриваются лишь гамма-излучающие нуклиды, чей вклад в мощность дозы в выпадениях на местности является определяющим.

По нашим предположениям, в выбросе будут содержаться:

- 1 т теплоносителя первого контура;
- несколько процентов облученной топливной композиции в виде мелкодисперсных частиц;
- короткоживущие продукты деления, наработанные за время аварийной вспышки;
- диспергированные конструкционные материалы активной зоны, обладающие наведенной активностью.

Диспергированные конструкционные материалы. При реактивных авариях с числом делений порядка 10^{20} наряду с диспергированием топлива будет происходить и частичное диспергирование окружающих конструкционных материалов. Точно оценить массу диспергированных фрагментов конструкций активной зоны не представляется возможным.

По данным работы [13] активность фрагментов экрана корпуса реактора составляет примерно $2,6 \cdot 10^{10}$ Бк/кг по изотопу ^{60}Co и $1,1 \cdot 10^{10}$ Бк/кг по изотопу ^{63}Ni . Активность оболочек ТВЭЛ-ов, технологических каналов и элементов компенсирующей решетки должна быть существенно больше, и при аварии следует ожидать диспергирования именно этих элементов, как наиболее близко расположенных к разрушающемуся топливу. По данным работы [23] плотность потока нейтронов от центра активной зоны до поверхности корпуса реактора меняется более чем на порядок величины, и для удельной активности диспергируемых материалов примем величину удельной активности ^{60}Co 10^{12} Бк/кг.

Порядковая оценка активности ^{60}Co на радиоактивном следе при Чажменской аварии – $5 \cdot 10^{13}$ Бк, таким образом, можно предполагать наличие в выбросе около 50 кг диспергированных конструкционных материалов активной зоны с наведенной активностью.

Диспергированное топливо. Оценка доли выброса диспергированной топливной композиции, полученная выше по альфа-активности грунта на следе, составляет 1 %. Учитывая, что содержание нержавеющей стали в активной зоне типичного водо-водяного реактора превышает содержание урана не более, чем в несколько раз, а масса диспергированной нержавеющей стали по вышеприведенным оценкам составляет 50 кг, оценка в выбросе диспергированной топливной композиции 2,2 кг представляется явно заниженной. Предполагая, что диспергированию подверглась часть активной зоны с массовым соотношением $\text{Fe}/\text{U} = 5$ (например – взрыв привел к распылению материала компенсирующей решетки), оценка массы выброшенного диспергированного топлива составит 10 кг, или 4 % топлива в активной зоне.

Отметим, что для задачи определения параметров датчиков системы радиационного мониторинга необходимо получать не пессимистические, а реалистические оценки, поэтому в дальнейших расчетах будем использовать долю мелкодисперсного топлива в выбросе 4 % от общей загрузки.

Основная задача системы мониторинга – не пропустить факт возникновения радиационной аварии (не обязательно максимальной). Поэтому в дальнейших оценках в качестве нулевого приближения примем, что масса диспергированного металла равна массе диспергированного топлива (в наших предположениях ~ 2 кг). Примем, что произошло диспергирование материалов с наибольшей наведенной активностью и в двух килограммах металлоконструкций, диспергированных в результате аварии, содержится примерно 10^{12} Бк ^{60}Co .

Предположим, что время отстоя лодки с момента останова реактора до выгрузки ОЯТ составляет 1 год. Энерговыработку последней топливной загрузки примем равной $400000 \text{ МВт} \cdot \text{час} \sim 17 \text{ ГВт} \cdot \text{сут}$.

Активность испарившегося теплоносителя. Активность воды первого контура может меняться в широких пределах – $10^5 \dots 10^8$ Бк/л. Для дальнейших оценок примем, что удельная активность испарившейся воды составляет 10^8 Бк/л и радионуклидный состав идентичен составу конструкционных материалов (см. Главу 2.). Тогда вклады в суммарную активность основных нуклидов, с учетом выдержки 1 год, будут равны соответственно: ^{54}Mn – 2 %, ^{55}Fe – 75 %, ^{60}Co – 18 %, ^{63}Ni – 5 %. По нашим оценкам, вклад в активность выброса продуктов коррозии, содержащихся в теплоносителе первого контура, мал по сравнению с активностью выброшенных диспергированных металлоконструкций с наведенной активностью.

Долгоживущие гамма излучающие нуклиды в топливной композиции. Для топливной композиции рассмотрим только активности радионуклидов ^{134}Cs и ^{137}Cs , более чем на 90 % определяющих мощность дозы в выпадениях. Активности данных радионуклидов в 4 % от массы топлива с энерговыработкой $17 \text{ ГВт} \cdot \text{сут}$ составят $1,6 \cdot 10^{13}$ и $8,2 \cdot 10^{13}$ Бк для радионуклидов ^{134}Cs и ^{137}Cs соответственно.

Накопление короткоживущих летучих нуклидов за время аварийной вспышки. Нарботка активности короткоживущих нуклидов для числа делений $\sim 10^{20}$ оценивалась, например в [26]. Принимая в первом приближении, что наработанная активность прямо пропорциональна числу делений, можно оценить наработку летучих радионуклидов (Таблица 13).

Таблица 13. Активности летучих радионуклидов наработанные при СЦР с числом делений 10^{20} .

Радионуклид	$T_{1/2}$	Активность, Бк
^{129}I	1,57+10 лет	7,2-3
^{130}I	12,36 час	8,2+8
^{131}I	8,04 сут	1,4+9
^{132}I	2,24 час	2,4+11
$^{132\text{m}}\text{I}$	83,6 час	4,0+11
^{133}I	20,8 час	3,8+11
^{134}I	52,6 мин	3,6+13
^{135}I	6,61 час	2,8+13
^{88}Kr	171,6 мин	3,4+13
$^{129\text{m}}\text{Xe}$	8,86 сут	7,4
$^{131\text{m}}\text{Xe}$	12 сут	4,8+5
^{133}Xe	5,24 сут	3,6+8
$^{133\text{m}}\text{Xe}$	52,58 час	2,4+9
^{135}Xe	9,08 час	5,0+11
$^{135\text{m}}\text{Xe}$	15,6 мин	4,2+13
^{138}Xe	14,1 мин	1,3+15

С учетом выше полученных результатов, принятых активностей радионуклидов (Таблицы 6 и 9 Главы 2) и с учетом времени отстоя 1 год, активности основных гамма излучателей в выбросе составят: (Таблица 14).

Таблица 14. Активности основных гамма-излучающих нуклидов в паровоздушном выбросе при реактивной аварии, связанной с выгрузкой активной зоны реактора АПЛ.

Радионуклид	$T_{1/2}$	Активность, Бк
Продукты активации (50 кг нерж. стали)		
^{54}Mn	313 сут	5,5+12
^{60}Co	5,27 лет	5,0+13
Летучие радионуклиды (10^{20} делений)		
^{130}I	12,36 час	8,2+8
^{131}I	8,04 сут	1,4+9
^{132}I	2,24 час	2,4+11
$^{132\text{m}}\text{I}$	83,6 час	4,0+11
^{133}I	20,8 час	3,8+11
^{134}I	52,6 мин	3,6+13
^{135}I	6,61 час	2,8+13
^{88}Kr	171,6 мин	3,4+13
^{133}Xe	5,24 сут	3,6+8
$^{133\text{m}}\text{Xe}$	52,58 час	2,4+9
^{135}Xe	9,08 час	5,0+11
$^{135\text{m}}\text{Xe}$	15,6 мин	4,2+13
^{138}Xe	14,1 мин	1,3+15
Долгоживущие радионуклиды в выгоревшем топливе (17 ГВт*сут)		
^{134}Cs	2,06 года	1,1+13
^{137}Cs	30,17 лет	8,2+13

3.5. Скорости осаждения радионуклидов

Довольно трудно установить границу по размерам между «крупнодисперсными» фрагментами разрушенной активной зоны, которые будут двигаться после взрыва по баллистическим траекториям, и «мелкодисперсными» частицами, движение которых можно рассматривать в составе паровоздушного

облака. Опыт Чернобыльской аварии показывает (см. например [24]), что на так называемом «ближнем» западном следе, сформированном непосредственно взрывом реактора, присутствовали «частицы» топливной композиции размерами от десятков до нескольких сот микрон. В дальнейшем будем предполагать, что именно с такими частицами связан выброс топливной композиции 4 %. В крайней точке подъема паровоздушного облака температура сравнивается с температурой окружающего воздуха, и можно предполагать, что вся испарившаяся тонна воды теплоносителя первого контура будет находиться в выбросе в форме частиц тумана. Изучение распределения капель тумана по размерам приводится, например, в работе [25]. При различных условиях образования массовый медианный диаметр капель тумана лежит в диапазоне 230-400 мкм.

При оптимизации экспериментальных данных лучшее согласие расчета с экспериментом было получено для диапазона скоростей осаждения 4-14 см/с. Однако, не следует забывать о наличии периодической мороси, способствующей ускоренному выведению радионуклидов из облака. Вопрос о единой для всех радионуклидов скорости осаждения в модели остается открытым, однако с учетом реальной физической формы выброса целесообразно предполагать скорость осаждения равной нескольким см/с.

3.6. «Функция источника» паровоздушного выброса

Таким образом, «функцию источника» для применения Гауссовой модели рассеяния примеси в атмосфере будут определять следующие положения.

- 1). Выброс в точке максимального подъема представляет собой облако, чей центр масс находится в зависимости от скорости ветра на высоте 70...180 м.
- 2). Активности основных гамма-излучающих нуклидов в выбросе приведены в Таблице 14;
- 3). Выброс формируется частицами, чья эффективная скорость сухого осаждения составляет несколько см/с.

3.7. Расчет загрязнения грунта для задачи размещения датчиков системы мониторинга

Как уже отмечалось, одной из основных задач системы мониторинга является обнаружение факта аварии. Мощность дозы на местности в точке расположения датчика будет возрастать по мере приближения радиоактивного облака, достигнет максимума при расположении облака непосредственно над датчиком, и достигнет постоянного значения после окончания формирования радиоактивного следа. Динамический процесс формирования мощности дозы от проходящего облака достаточно сложен, и показания датчика будут сильно зависеть от момента начала очередного измерения в момент прохождения облака. С учетом ожидаемого времени усреднения МД датчиком (~ 10 мин) его показания при прохождении радиоактивного облака довольно трудно интерпретировать – за это время облако пройдет несколько километров. Кроме того, время реагирования датчика на момент аварии порядка десятков минут рассматривается как достаточное. Поэтому, для уверенного обнаружения факта аварии и возможности однозначной интерпретации результатов измерений предполагается, что информация об аварии будет получена датчиками, регистрирующими МД после формирования радиоактивного следа от выпадений на грунт. Расчет проводится для определения минимального расстояния между датчиками, позволяющего уверенно регистрировать возникновение радиационной аномалии, поэтому рассматривается случай, когда факел выброса будет максимально узким (но формирующим выпадения на территории поселка).

Для оптимизации расположения датчиков на местности в расчетах должны варьироваться категории устойчивости атмосферы (по Пасквиллу-Гиффорду [41]), скорость ветра и соответствующая высота подъема паровоздушного облака для определения параметров наиболее «узкого» следа от радиоактивных выпадений (см. Главу 6). Предполагаемый радионуклидный состав выброса приведен в Таблице 2, скорость осаждения радиоактивных частиц, содержащих радионуклиды ^{54}Mn , ^{60}Co , $^{134,137}\text{Cs}$ предполагается равной 5 см/с, изотопов радиоактивного йода – 0,8 см/с. Расчет проводился по разработанной в ИБРАЭ РАН программе TRACE [27]. В качестве примера результаты одного из расчетов (категория устойчивости по Пасквиллу-Гиффорду – D, скорость ветра - 5 м/с, соответствующая высота подъема об-

лака – 70 м) мощности дозы гамма-излучения от выпадений на местности после формирования радиоактивного следа приведены на Рис. 6.

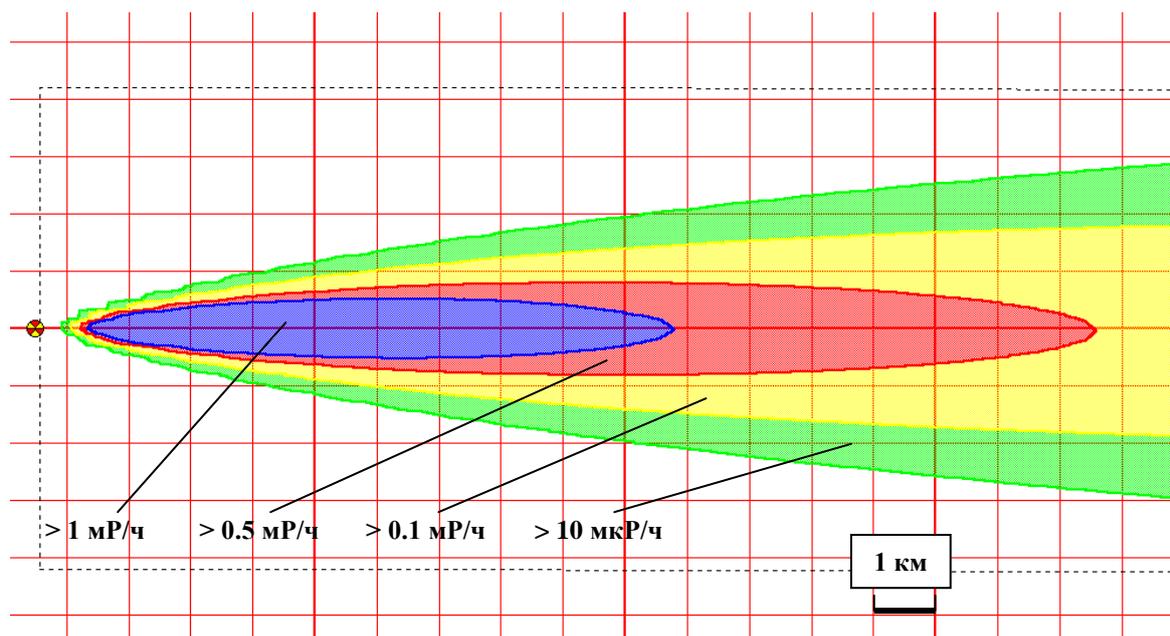


Рис. 6 Мощность экспозиционной дозы на радиоактивном следе, сформировавшемся от выпадений при гипотетической СЦР на АПЛ.

Из результатов расчета следует, что ширина следа, соответствующая уверенной регистрации датчиком превышения фона (~ 20 мкР/час) на расстоянии от источника около 500 м, составляет примерно 300 м. Далее полученный результат будет использован для определения минимально необходимого числа датчиков на местности.

4. Выход радионуклидов в акваторию при затоплении судов атомно-технологического обслуживания

В процессе эксплуатации, ремонта и утилизации кораблей с ЯЭУ образуется значительное количество РАО. Для обращения с ними, включая ОЯТ, используются суда атомно-технологического обслуживания (САТО), осуществляющие последовательную цепочку операций по перегрузке (выгрузке) активных зон ЯЭУ, приему, переработке и перевозке радиоактивных отходов к пунктам их постоянного или временного хранения. Примером таких судов является плавучая техническая база (ПТБ) и транспорт для перевозки и переработке РАО. При затоплении суда указанного класса могут являться источниками более сильного загрязнения окружающей среды, чем корабли с ЯЭУ, так как на борту такого судна могут одновременно находиться три и более отработавшие активные зоны АПЛ [28].

Потенциальными источниками загрязнения окружающей среды на борту САТО могут стать цистерны для хранения и транспортировки жидких радиоактивных отходов объемом от десятков до сотен кубических метров удельной активности до 10^{-2} Ки/л (теплоноситель первого контура ЯЭУ) и хранилища ОЯТ (число отработавших ТВС может приближаться к полутора тысячам). Затопление САТО может привести к выходу в морскую среду активности радионуклидов суммарной активностью до 10^6 Ки [28].

Наиболее тяжелые последствия могут возникнуть при таране САТО другим судном, сопровождающемся разуплотнением помещений, содержащих источники радионуклидов. Цистерны с ЖРО при таране могут получить пробоины значительной площади (до нескольких квадратных метров), но контейнеры и

чехлы, содержащие ОЯТ, могут быть разуплотнены лишь незначительно. Возможные площади разуплотнения оцениваются от 1 мм² до десятков см².

Воздействие инерционных нагрузок на радиационно-опасное оборудование при ударе судна о дно может привести к срыву крышек люков цистерн с ЖРО, срезанию трубопроводов на переборках, смещению и разгерметизации контейнеров и чехлов с ОТВС, а также к увеличению повреждений, возникших ранее при таране.

При затоплении на судно воздействуют также статические нагрузки, приводящие к повреждению корпусных конструкций. Разрушение переборок гидростатическим давлением происходит при относительно небольших нагрузках на глубине, соответствующей начальной стадии погружения. При этом могут образовываться значительные по площади пробоины (5-10 м²).

В ситуации, когда радиационно-опасные системы и оборудование остались не поврежденными, время сохранения герметичности при нахождении судна на дне определяется скоростью коррозии материалов в морской воде. По данным [29], скорость коррозии нержавеющей стали, близкой по составу к той, которая применяется для изготовления радиационно-опасных систем и оборудования САТО, не превышает 40 мкм/год, поэтому герметичность систем может сохраняться в течение по крайней мере десятков лет после затопления.

Выход радионуклидов из ОТВС, находящихся на борту затопленного САТО, определяется скоростью размывания топливной композиции морской водой, их последующий перенос – диффузией через неплотности защитных оболочек и пробоины в корпусных конструкциях, а также колебаниями гидростатического давления, обусловленными приливами и отливами и эжекционными процессами вследствие омывания корпуса придонными течениями.

4.1. Постоянные выхода радионуклидов через поврежденные защитные барьеры

При выходе радионуклидов из ОТВС будем предполагать наличие следующих защитных барьеров: топливная матрица → оболочка ТВЭЛ-а → контейнер → борт судна.

Топливная матрица. Результаты экспериментов [30] позволяют оценить постоянную выхода продуктов деления (ПД) в морскую воду из уран-циркониевого топлива как 10^{-3} год⁻¹.

Оболочка твэл-а. Выход ПД через поврежденную оболочку ТВЭЛ-а будет определяться молекулярной диффузией растворенных солей ПД в морской воде. Для растворимых солей цезия и стронция для постоянной выхода радионуклидов в работе [31] принято значение $10^{-4} - 10^{-6}$ год⁻¹, соответствующее коэффициенту диффузии $2,7 \cdot 10^{-5}$ см²/с при 20⁰С.

Контейнер. При наличии остаточного тепловыделения ОТВС постоянная выхода радионуклидов будет определяться естественной циркуляцией воды через пробоину. Из консервативных соображений примем для постоянной выхода значение, соответствующее разгерметизации первого контура АПЛ – 1-5 год⁻¹ [31].

Борт судна. Выход ПД в забортное пространство будет определяться колебаниями гидростатического давления за счет периодических приливов и отливов. В Таблице 15 приведены оценки среднегодовых постоянных выхода ПД в зависимости от высоты прилива для шельфа [31].

Таблица 15. Среднегодовые постоянные выхода ПД из первого контура при приливах [31].

Высота прилива, м	Постоянная выхода ПД, год ⁻¹
0,2	$6,4 \cdot 10^{-4}$
1	$3,2 \cdot 10^{-3}$
5	$1,6 \cdot 10^{-2}$

Совместный учет влияния защитных барьеров далее будет рассчитан с помощью системы линейных дифференциальных уравнений первого порядка в рамках камерной модели.

4.2. Рассеяние ПД, вышедших за борт судна, в акватории

Рассмотрим объем воды, непосредственно омывающий участок судна возле пробойны. Судно является подводным препятствием для обтекающей его воды. Обтекая его, поток воды перемещается в струе с поперечной площадью S масштаба поперечного сечения обтекаемого объекта. Протяженность такой струи, достигаемая за 6 часов отлива, составляет $6u$, где u [м/час] – средняя скорость придонного течения на протяжении 6 часов. Таким образом, очередная порция радиоактивных веществ, вышедших через пробойну, рассеивается в объеме воды $V = 6uS$.

При отсутствии иного побудителя движения масс воды в придонном слое бухты, кроме прилива-отлива, перемещение объема V как целого прекращается вместе с завершением отлива и затем вновь наращивается в новом направлении под воздействием прилива. На протяжении 6 ч прилива в объеме V происходит замещение массы воды. Это событие ритмично повторяется с частотой, равной частоте приливов в году, т.е. примерно 750 год^{-1} . Эта частота может интерпретироваться как постоянная времени обмена загрязненного объема с окружающей морской средой.

Для рассматриваемого случая (затопление судна в бухте) скорость придонных течений невелика, и ее минимальное значение составляет примерно 5 см/с (180 м/час) [32-35].

Принимая значение омываемой площади $S \sim 50 \text{ м}^2$, значение объема струи воды, воспринимающей радиоактивную примесь из пробойны в борту судна, составит $50 \text{ м}^2 \cdot 180 \text{ м}$ (примерно 10000 м^3).

4.3. Радионуклидный состав источников загрязнения

Задача оценки радиологических последствий затопления САТО не входит в данную работу, поэтому, для оценок загрязнения, которое может фиксироваться погружными гамма-детекторами, из всех радионуклидов рассмотрим только наиболее интенсивные гамма-излучатели. Кроме того, с учетом специфики рассмотрения утилизируемых АПЛ, время от останова реактора до затопления составит, по-видимому, не менее 5 лет с момента останова реактора. Исходя из вышеизложенного, далее будут рассматриваться только радионуклиды ^{137}Cs и ^{60}Co .

ЖРО. Радионуклидный состав ЖРО, даже с большим временем выдержки, характеризуется значительным непостоянством радионуклидного состава. Основной вклад в активность (60-80 %) дает ^{137}Cs , меньший (5-15 %) – ^{60}Co , вклад других гамма-излучающих изотопов составляет менее 20 % [36]. Соотношение активностей радионуклидов ^{137}Cs и ^{60}Co в водной фазе ЖРО составляет около 80 [37].

Принимая, как в работе [28], что при аварии САТО суммарная активность в поврежденной цистерне составляет 3000 Ки, в качестве оценок активности основных гамма-излучателей можно принять для ^{137}Cs активность $\sim 9 \cdot 10^{13}$ Бк и для ^{60}Co $\sim 10^{12}$ Бк.

ОТВС. Предполагается, что повреждены все ОТВС в одном баке хранилища. Примем число ОТВС в баке равным 250. Активность ^{137}Cs в одной ТВС из активной зоны с энерговыработкой $125 \text{ ГВт} \cdot \text{сут}$ на момент останова по данным [28] равна $3,5 \cdot 10^{13}$ Бк, с учетом 5 летней выдержки – $3,1 \cdot 10^{13}$ Бк. Для 250 ОТВС активность ^{137}Cs составит примерно $7,8 \cdot 10^{15}$ Бк. Вкладом остальных радионуклидов в формирование гамма-излучения загрязненной воды пренебрежем.

4.4. Расчетная модель для определения концентраций радионуклидов в морской воде у затонувшего судна

В расчетах предполагается использование камерных моделей первого порядка, схемы которых для утечек из цистерны с ЖРО и бака хранилища ОТВС изображены на Рис. 7,8.

Для поврежденной цистерны с ЖРО на борту затопленного САТО предполагается следующая модель. В цистерне, среди прочих, содержатся в виде водных растворов радионуклиды ^{137}Cs и ^{60}Co , чьи активности равны, соответственно, $9 \cdot 10^{13}$ и 10^{12} Бк. Радиоактивный раствор через повреждение в цистерне поступает в окружающее трюмное пространство с постоянной времени 1 год^{-1} . Для оценок удельной активности воды внутри САТО примем, что окружающее цистерну пространство на борту судна имеет объем 500 м^3 .

Качественно механизм обмена воды внутри и снаружи судна можно объяснить следующим образом. В объеме трюма при затоплении неизбежно остается некоторый объем воздуха. Под воздействием изменения уровня воды в бухте воздушные объемы будут периодически сжиматься и расширяться с периодом примерно 12 часов (время приливно-отливного цикла).



Рис. 7. Камерная модель для расчета активностей ПД в морской воде около затонувшего САТО с поврежденной цистерной с ЖРО.

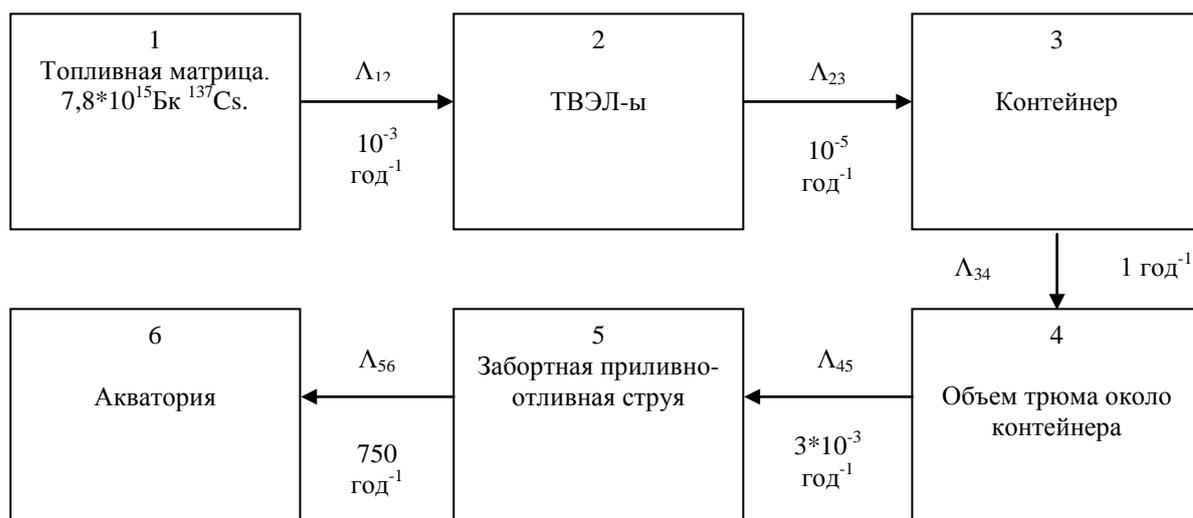


Рис. 8. Камерная модель для расчета активностей ПД в морской воде около затонувшего САТО с поврежденным контейнером с ОТВС.

При приливе вода будет пополнять отсек, при отливе – вытекать, транспортируя с собой радионуклиды. Далее загрязненная вода выходит через пробоину в борту судна и воспринимается приливно-отливным течением. Предполагая, что единственным механизмом формирования придонной струи являются приливы и отливы, частоту приливов в году ($\sim 750 \text{ год}^{-1}$) можно формально принять для оценок постоянной обмена воды в радиоактивной струе с окружающей акваторией. Объем радиоактивной струи оценивается примерно в 10000 м^3 .

При построении модели для поврежденных ОТВС в контейнере, добавляются еще два защитных барьера – топливная матрица (предполагаемая постоянная времени выщелачивания цезия – 10^{-3} год^{-1}), и оболочка твэл-ов (предполагаемая постоянная выхода цезия из под оболочки – 10^{-5} год^{-1}).

В Таблицах 16 и 17 приводятся данные по удельной активности воды для внутритрюмного пространства на борту САТО и в придонной приливно-отливной струе.

Таблица 16. Удельные активности воды по ^{137}Cs и ^{60}Co в районе затопления САТО с поврежденной цистерной с ЖРО.

Время после затопления, сут	Удельная активность воды по ^{137}Cs , Бк/дм ³		Удельная активность воды по ^{60}Co , Бк/дм ³	
	Трюм	Придонное течение	Трюм	Придонное течение
1	5,4+5	5,7-2	5,6+3	6,0-4
10	4,8+6	0,9	5,4+4	0,01
30	1,4+7*	2,8	1,6+5	0,03
365 (1 год)	1,1+8*	22	1,1+6	0,2
1095 (3 года)	1,6+8*	32	1,3+6	0,3
3650 (10 лет)	1,5+8*	28	5,2+5	0,1

*) В Таблице 2 значения удельной активности в строках 3-6 во втором столбце могут оказаться завышенными. В расчетах не учитывалась начальная форма нахождения радионуклидов в виде раствора. Результаты расчета можно считать справедливыми, если масса ЖРО пренебрежимо мала по сравнению с массой водной среды в отсеке, куда они поступают. Максимальная исходная активность ЖРО в цистернах не превышает $10^{-2} \text{ Ки/л} = 3,7 \cdot 10^8 \text{ Бк/дм}^3$. По существу, результаты расчета показывают, что в течение года после затопления содержимое цистерны полностью перемешивается с водой в окружающей трюмном пространстве.

Таблица 17. Удельные активности воды по ^{137}Cs в районе затопления САТО с поврежденным контейнером с ОТВС.

Время после затопления, сут	Удельная активность воды по ^{137}Cs , Бк/дм ³	
	Трюм	Придонное течение
1	3,0-6	2,2-13
10	3,0-3	5,3-10
30	8,0-2	1,5-8
365	1,2+2	2,3-5
1095 (3 года)	2,0+3	4,0-4
3650 (10 лет)	2,8+4	5,7-3

5. Выход радионуклидов в акваторию при затоплении выведенной из эксплуатации АПЛ

В дальнейших оценках примем, что затопление АПЛ происходит при не слитом теплоносителе первого контура. Корпус реактора представляет собой достаточно надежную стальную конструкцию, способную выдерживать давление в сотни атмосфер, и предполагать его разрушение нецелесообразно. Реально, при затоплении АПЛ возможны заполнение водой реакторного отсека и разрыв одного из трубопроводов первого контура (при начальном ударе/взрыве или ударе о дно). Предполагается, что ТВС при всех воздействиях сохраняют свою целостность. Далее в качестве источников радиоактивного загрязнения заборной воды будут рассматриваться теплоноситель первого контура, и активированные стальные конструкции реакторного отсека.

Отдельно следует рассмотреть поверхностную пленку коррозионных отложений. Пленка поверхностных отложений на поверхностях конструкций железо-водной защиты и одновременно на поверхностях всего контура охлаждения оборудования реакторной установки (третий контур) сформирована в течение многолетней принудительной циркуляции бидистилата с наличием байпасной очистки воды на ионообменном фильтре. Пленка имеет толщину 20-50 мкм, и, при скорости общекоррозионного разрушения 50 мкм год, растворится в морской воде примерно за 0,5 года [38,39].

5.1. Радионуклидный состав источников загрязнения

Теплоноситель первого контура. Примем в дальнейших оценках объем теплоносителя первого контура равным 1000 л. Удельная активность теплоносителя меняется в широких пределах в зависимости от степени герметичности оболочек твэл-ов. По данным [36], диапазон удельных активностей теплоносителя составляет 10^{-2} - 10^{-6} Ки/л, вклад ^{137}Cs в суммарную активность составляет 60-80 %. Далее будем полагать, что активность ^{137}Cs в теплоносителе составляет $0,8 \cdot 10^{-3}$ (Ки/л) $\cdot 3,7 \cdot 10^{10}$ (Бк/Ки) $\sim 3 \cdot 10^7$ Бк, а активность ^{60}Co – 0,1 от активности ^{137}Cs – $3 \cdot 10^6$ Бк.

Активированные конструкции ППУ. Наведенная активность материалов ППУ АПЛ меняется в зависимости от истории и продолжительности работы реакторной установки на мощности. Для порядковых оценок воспользуемся данными из работ [4,29]. Согласно данным [13], активность ^{60}Co в материалах конструкций ППУ через 5 лет выдержки составляет $1,9 \cdot 10^4$ Ки = $7,0 \cdot 10^{14}$ Бк. По данным [39], активность ^{60}Co в реакторных конструкциях после 5 летней выдержки равна 1300 ТБк = $1,3 \cdot 10^{15}$ Бк. Для оценочных расчетов далее будем использовать значение 10^{15} Бк.

Коррозионные отложения. По результатам [39] активность ^{60}Co в пленке составляет $2 \cdot 10^{11}$ Бк, а ^{137}Cs – $1,5 \cdot 10^{11}$ Бк.

5.2. Расчетная модель

Предполагается, что непосредственно после затопления АПЛ источниками загрязнения морской воды будут утечка теплоносителя из первого контура и растворяющаяся пленка на поверхности металлоконструкций. Для временной постоянной обмена воды первого контура и морской воды в реакторном отсеке, примем значение 1 год^{-1} (см. выше). Как и для случая затопления САТО, примем, что далее загрязненная вода через заполненный реакторный отсек, объем которого принимаем 500 м^3 , с постоянной времени $3 \cdot 10^{-3}$ год, поступает в струю придонного течения (объемом 10^4 м^3), обмен воды в которой с окружающей акваторией происходит с постоянной времени 750 год^{-1} .

Первые два года будет происходить растворение поверхностной пленки, являющейся своеобразной изоляцией активированных металлоконструкций. Растворяющаяся пленка будет служить постоянным источником поступления радионуклидов со скоростями $2 \cdot 10^{11} / (2 \text{ года} = 730 \text{ сут}) = 2,7 \cdot 10^8$ Бк/сут для ^{60}Co и $1,5 \cdot 10^{11} / 730 = 2,1 \cdot 10^8$ Бк/сут для ^{137}Cs . Через два года начнется разрушение аустенитной нержавеющей стали активированных металлоконструкций. Предполагая, что скорость поступления радионуклидов определяется временной постоянной 10^{-4} год^{-1} [39], получим, что скорость поступления активности ^{60}Co

в течение первых нескольких десятков лет, пока объем и размеры металлоконструкций остаются практически постоянными, составит $10^{15} \cdot 10^{-4} / 365 = 2,7 \cdot 10^8$ Бк/сут.

Используемая расчетная схема в виде камерной модели первого порядка приведена на Рис. 9.

Результаты расчетов удельных активностей радионуклидов в морской воде около затопленной АПЛ с поврежденным реакторным отсеком приведены в Таблицах 18,19.

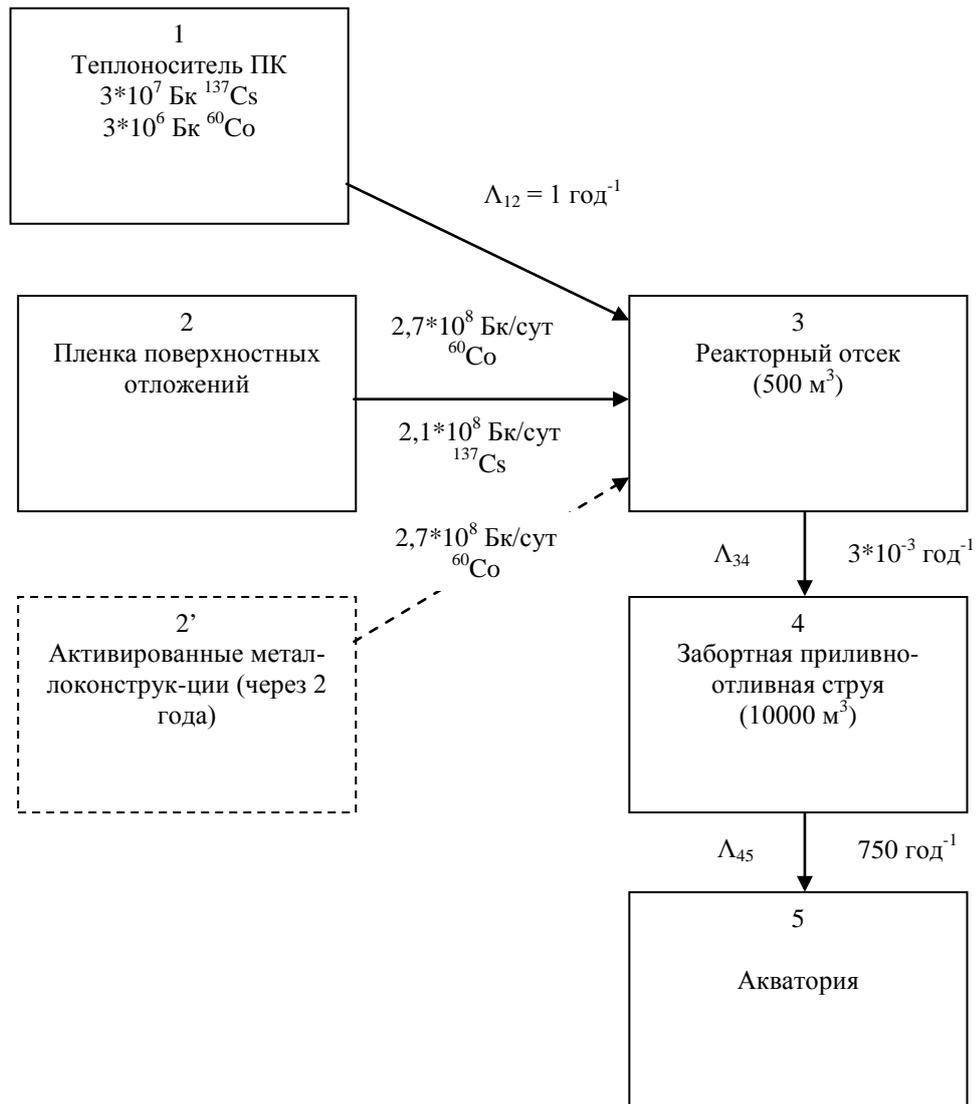


Рис. 9. Камерная модель для расчета активностей ^{137}Cs и ^{60}Co в морской воде около затонувшей АПЛ с поврежденным реакторным отсеком.

Таблица 18. Удельные активности морской воды по ^{137}Cs около затопленной АПЛ с поврежденным реакторным отсеком.

Время после затопления, сут	Удельная активность, Бк/дм ³	
	Реакторный отсек	Забортная приливно-отливная струя
1	0,16	1,5 -8
10	1,6	3,1 -7
30	4,7	9,3 -7
365 (1 год)	37	7,4 -6
730 (2 года)	49,4	9,8 -6
1095 (3 года)	49,0	1,1 -5

Таблица 19. Удельные активности морской воды по ^{60}Co около затопленной АПЛ с поврежденным реакторным отсеком.

Время после затопления, сут	Удельная активность, Бк/дм ³	
	Реакторный отсек	Забортная приливно-отливная струя
1	1,6-2	1,9 -9
10	0,2	3,1 -8
30	4,7	9,2 -8
365 (1 год)	3,3	6,6 -7
730 (2 года)	4,0	7,9 -7
1095 (3 года)	3,8	7,6 -7

6. Принципы размещения и пороги срабатывания датчиков МД для задач экологического контроля объекта

6.1. Наземные датчики МД

Последствия выбросов радиоактивных примесей с территории объекта могут быть оценены как расчетными методами, так и с помощью технических средств. Основу расчетного метода составляет пакет программ по переносу радиоактивной примеси в атмосфере и загрязнению ею окружающей среды, технических средств – совокупность датчиков мощности дозы автоматической системы контроля радиационной обстановки (АСКРО), располагаемых в постах контроля на промплощадке, санитарно-защитной зоне и зоне наблюдения. К размещению постов контроля в санитарно-защитной зоне и зоне наблюдения предъявляются демографические, экономические и экологические требования. Демографические требования определяются критерием численности населения: пост контроля устанавливается в населенном пункте с числом жителей не менее 5 тыс. человек [40].

Экономические требования сводятся к ограничению их числа, что обусловлено высокой стоимостью линий связи, оборудования (датчиков, приемо-передающих устройств, систем персональных ЭВМ), зарплатой обслуживающего персонала, затратами на социальные нужды и т.п. Экологические требования сводятся к обеспечению высокой степени информативности об уровне загрязнения окружающей среды при любом направлении выброса, чего можно достигнуть увеличением числа постов контроля на промплощадке и в санитарно-защитной зоне.

Возникающие противоречия обычно устраняются при размещении датчиков по периметру санитарно-защитной зоны. Тогда при любом направлении ветра датчики мощности дозы постов АСКРО смогут за-

регистрировать γ -излучение факела или облака выброса, распространяющихся в направлении ветра. Число постов контроля в этом случае определяется следующим образом. Предполагается, что примеси рассеиваются с заданной высоты при «наихудших» метеорологических условиях, т.е. условиях, при которых в выбранном населенном пункте создается наиболее «узкий» радиоактивный след.

На данной стадии рассмотрения наиболее тяжелые последствия, среди потенциально возможных радиационных аварий, ассоциируются с возникновением СЦР при выгрузке отработавшей активной зоны из выведенной из эксплуатации АПЛ. Минимальные требования к АСКРО – не пропустить такой аварии. При более детальном рассмотрении, при выявлении других радиационных аварий со значимыми для населения последствиями, возможно увеличение числа датчиков.

Учитывая также тот факт, что число датчиков, также как и протяженность кабельных коммуникаций должно быть минимальным, наиболее целесообразно расположить наземные датчики АСКРО по периметру объекта (на расстоянии несколько сот метров (~ 500 м) от потенциальных источников выброса). Для радиуса R , соответствующего расстоянию от источника выброса до периметра объекта, рассчитывается распределение мощности дозы от выпадений на грунт в перпендикулярном к радиусу направлении. В полученном распределении находят расстояние δ , на котором мощность дозы оказывается равным порогу чувствительности датчика ($\sim 0,1$ мкЗв/час ~ 10 мкР/час). Необходимое число датчиков определится целой частью отношения $[2\pi R/2\delta] = [\pi R/\delta]$, достаточное – на единицу больше. Например, в примере в Главе 3 для аварии, связанной с возникновением СЦР при выгрузке активной зоны с утилизируемой АПЛ, «ширина» следа, соответствующая уровню загрязнения грунта, создающего МД = 20 мкР/час на радиусе 500 м от источника, равна приблизительно 300 м. Отсюда датчики МД АСКРО для уверенного обнаружения рассмотренной аварии должны размещаться по периметру объекта на расстоянии один от другого не более 300 м.

В целом следует отметить, что задача оптимизации размещения и параметров датчиков для системы радиационного мониторинга не была основным предметом данной работы и требует более тщательного рассмотрения. В частности, требует более детального рассмотрения возможность регистрации момента непосредственного прохождения облака над датчиком, применение более сложных моделей распространения примеси от источника и т.п. Проведенное рассмотрение является довольно грубым, и обеспечивает гарантируемое обнаружение опасного распространения радионуклидов от источника для рассмотренных условий. Более тщательный анализ, по нашему убеждению, позволит только сократить минимально необходимое число датчиков в системе радиационного мониторинга.

6.2. Датчики в населенных пунктах

Основной задачей экологического контроля является оценка радиационного воздействия на население. АСКРО должна быть в состоянии обнаружить предпосылки для превышения квоты (доли) предела годовой дозы, устанавливаемой для облучения (обусловленного влиянием объекта) населения федеральным органом госсанэпиднадзора. В нашем случае, такая квота не определена, но в любом случае, она должна быть меньше пределов доз, указанных в документе верхнего уровня [42] (эффективная доза - 1 мЗв в год в среднем за любые последовательные 5 лет, но не более 5 мЗв в год). При радиационной аварии или обнаружении радиоактивного загрязнения, АСКРО должна дать сигнал о рассмотрении необходимости проведения защитных мероприятий. К сожалению, как квоты предела годовой дозы, так и уровни вмешательства в документе [42] приведены в терминах эффективной или поглощенной *дозы*. АСКРО же измеряет лишь текущие значения *мощности дозы*. Обоснование производных величин мощности дозы от дозовых пределов в документе [42] – задача для конкретного случая (объекта) пока не решенная.

В конкретном случае, в качестве нижнего производного критерия по мощности дозы для датчиков АСКРО в населенном пункте, можно временно принять мощность эквивалентной дозы для территории зоны наблюдения для объявления состояния «аварийная готовность» на АЭС в соответствии с документом [43] – 0,6 мкЗв/час (~ 60 мкР/час).

6.3. Подводные датчики

Результаты моделирования загрязнения морской воды при затоплении САТО и АПЛ приведены в Главах 4-5. Учитывая, что порог обнаружения техногенного загрязнения воды радионуклидами ^{137}Cs и ^{60}Co при использовании датчиков, планируемых для использования в системе, работающих в спектральном режиме, составит по удельной активности воды порядка 0,1 Бк/л (точное значение потребует дополнительных экспериментов), уверенное обнаружение утечки радионуклидов в придонном течении возможно:

- из САТО с поврежденной цистерной с ЖРО по ^{137}Cs – через несколько суток после затопления, по ^{60}Co – через несколько месяцев после затопления;
- из САТО с поврежденным контейнером с ОТВС по ^{137}Cs – через несколько месяцев после затопления, по ^{60}Co обнаружение загрязнения проблематично;

При затоплении АПЛ с поврежденным реакторным отсеком обнаружение загрязнения где-либо снаружи корпуса, кроме непосредственного места утечки, практически не возможно.

Данный вывод подтверждается результатами обследования радиационного загрязнения АПЛ «Комсомолец», затонувшей в 1989 г. в Норвежском море. Использование высоко чувствительной аппаратуры в 1991-1992 гг. позволило зарегистрировать аномальную загрязненность морской воды ~ 20 Бк/л лишь вблизи выходного отверстия вентиляционной системы реакторного отсека [44].

Таким образом, для уверенного обнаружения загрязнения морской воды затопленными объектами из числа рассмотренных, необходимо размещение датчика непосредственно у места выхода воды, контактирующей с загрязненными системами и оборудованием внутри судна.

Данное требование, в реальных условиях, подразумевает, по-видимому, контроль подводного загрязнения мобильными детекторами, работающими в спектральном режиме и размещаемыми на специальных буйках. Способ обмена информацией с детектором, с учетом движения судов в бухте – радиосвязь или подводный кабель.

В заключение авторы выражают глубокую благодарность О.А.Павловскому и Р.В.Арутюняну за плодотворные дискуссии и высказанные ими ценные замечания.

Литература

1. Руководство по контролю за радиоактивным загрязнением внешней среды и внутренним облучением личного состава кораблей с атомными энергетическими установками (РКВС-90). Москва, Военное издательство МО СССР, ВМФ, 1991. – 96 с.
2. Данилян В.А., Высоцкий В.Л., Максимов А.А., Гичев Д.В. Оценка возможности возникновения чрезвычайных ситуаций в районах расположения ядерно и радиационно опасных объектов Тихоокеанского флота. Атомная энергия, т. 84(2), 1998. – с. 145-151.
3. Сивинцев Ю.В., Высоцкий В.Л., Данилян В.А. Радиоэкологические последствия аварии на атомной подводной лодке в бухте Чажма. Атомная энергия, т. 76(2), 1994. – с. 158-160.
4. Доклад правительственной комиссии по вопросам, связанным с захоронением в море радиоактивных отходов. Распоряжение Президента РФ от 24.10.1992 г., № 613 рп, 1993. – 69 с.
5. Бочаров В.Н., Крапивин В.К. Надо ли поднимать лодку? Морской сборник, 1993, № 4. – с. 71-75.
6. Sivintsev Yu.V. Study of the radionuclides inventory and fuel characteristics in the dumped reactors of nuclear submarines and nuclear icebreaker “Lenin”. Issue of RRC “Kurchatov Institute” # 31/7271, Moscow, 1994. (IAEA-IASP-Report #1,2).

7. Рубцов П.М., Ружанский П.А. Оценка радиационных характеристик отработавшего топлива реакторов атомных подводных лодок и ледокола «Ленин», затопленных в районе архипелага Новая земля. Атомная энергия, т.81(3), 1996. – с. 212-219.
8. Колобашкин В.М., Рубцов П.М., Ружанский П.А., Сидоренко В.Д. Радиационные характеристики облученного ядерного топлива. М.: Энергоатомиздат, 1983. – 380 с.
9. Duchemin B., Nordborg C. Decay Heat Calculation. – In: Intern. Nucl. Code Comparison. NEACPR – 319”L”, NEANDC-275”U”, NEA Data Bank, France, 1988. 39 p.
10. Ганул М.Н., Кучин Н.Л., Сергеев И.В. Исследование формирования радиоактивного загрязнения морской воды при затоплении атомного судна в открытом море. Атомная энергия, т. 81(4), 1996. – с. 282-287.
11. Хойбротен С. оценка риска для выведенных из эксплуатации атомных подводных лодок с невыгруженным топливом. В сб. «Анализ рисков, связанных с выводом из эксплуатации, хранением и утилизацией атомных подводных лодок», ИБРАЭ, Москва, 1999. – с. 84-102.
12. Комитет НАТО по проблемам современного общества (НАТО/CCMS) (готовится к печати), «Оценка экологического риска, связанного с выведенными из эксплуатации АПЛ с невыгруженным топливом», Брюссель, Бельгия.
13. Езовит Э.С., Мазохин В.А., Нетеча М.Е., Орлов Ю.В. Радиационные факторы, определяющие безопасность при обращении с реакторными отсеками в период снятия с эксплуатации атомных подводных лодок. В сб. «Проблемы вывода из эксплуатации и утилизация атомных подводных лодок» под ред. академика А.А.Саркисова, материалы международного научного семинара, Москва, 19-22 июня 1995 г. – с. 371-379.
14. «Анализ рисков, связанных с выводом из эксплуатации, хранением и утилизацией атомных подводных лодок». Материалы международного семинара, Москва, 24-26 ноября 1997 г.
15. Бать Г.А. Основы теории и методы расчета ядерных энергетических реакторов. Москва – 1982 г.
16. Романов В.И. Паровоздушный выброс при взрыве реактора на атомной подводной лодке. Атомная энергия, т.73(4), 1992. – с.305-308.
17. Ricou F., Spalding D. Measurement of entrainment by axisymmetrical turbulent jets. – J. Fluid Mech., 1988, v. 11(1). – p. 21-32.
18. Сивинцев Ю.В. Число делений при аварии 1985 г. на атомной подводной лодке в бухте Чажма. Атомная энергия, т. 89(3), 2000 г. – с. 256.
19. Арутюнян Р.В., Данилян В.А., Высоцкий В.Л., Гичев Д.В., Киселев В.П., Максимов А.А., Павловский О.А., Саркисов А.А., Токарчук Д.Н. Анализ и оценка радиоэкологических последствий ядерной аварии в бухте Чажма. Препринт ИБРАЭ РАН ИВРАЕ-98-09. Москва, 1998.
20. Сивинцев Ю.В., Высоцкий В.Л., Данилян В.А. Радиоэкологические последствия радиационной аварии на атомной подводной лодке в бухте Чажма. Атомная энергия, т.76(2), 1994. – с. 158-160.
21. Рубцов П.М., Ружанский П.А. Оценка радиационных характеристик отработавшего топлива реакторов атомных подводных лодок и ледокола «Ленин», затопленных в районе архипелага Новая земля. Атомная энергия, т.81(3), 1996. – с. 212-219.
22. Авария на Чернобыльской АЭС и ее последствия. Информация, подготовленная для совещания экспертов МАГАТЭ (25-29 августа 1986 г. Вена). ГКИАЭ, август 1986 г.
23. Гладков Г.А., Зотов А.П., Пологих Б.Г., Сивинцев Ю.В., Лысцов В.Н. Принципы обращения со снятыми с эксплуатации морскими реакторами. В сб. «Проблемы вывода из эксплуатации и утилизация атомных подводных лодок» под ред. академика А.А.Саркисова, материалы международного научного семинара, Москва, 19-22 июня 1995 г. – с. 196 – 204.
24. Богатов С.А., Боровой А.А., Дубасов Ю.В., Ломоносов В.В. Формы и характеристики частиц топливного выброса Чернобыльской аварии. Атомная энергия, т.69(1), 1990, с.36-40.
25. Chemical Engineers’ Handbook. Ed. J.H.Perry, McGraw-Hill Book Company, Inc. – New-York, 1941.
26. Бескорвайный В.П., Горбачева Н.В., Котович В.В., Молодых В.Г., Шароваров Г.А. СЦР в объекте «Укрытие»: некоторые сценарии, механизмы и последствия. В сб. «Объект «Укрытие» - 10 лет. Основные результаты научных исследований». Чернобыль, 1996. – с. 168 – 172.

27. Арутюнян Р.В., Беликов В.В., Головизнин В.М., Киселев В.П. и др. «Модели распространения радиоактивных загрязнений в окружающей среде», Известия РАН., Энергетика, вып.1, 1999, с. 61-76.
28. Ганул М.Н., Кучин Н.Л., Сергеев И.В. Радиационные последствия затопления судов атомно-технологического обслуживания. Атомная энергия, т. 85(3), 1998. – с. 238-287.
29. Морская коррозия. Справочник. Под ред. М.Шумахера. Пер. с англ. М.: Металлургия, 1983.
30. Дождиков С.И., Журавков А.М., Золотков А.А. Коррозионная стойкость отработавшего ядерного топлива в морской воде. В кн.: Сборник докладов Межд. научного семинара ЯО СССР 24-28 сентября 1990 г. в Мурманске. М., 1991.
31. Ганул М.Н., Кучин Н.Л., Сергеев И.В. Исследование формирования радиоактивного загрязнения морской воды при затоплении атомного судна в открытом море. Атомная энергия, т. 81(4), 1996. – с. 282-287.
32. Океанология. Химия океана, т. 1. Химия вод океана. М.:Наука, 1965.
33. Булатов Р.П., Бараш С.М., Иваненков В.Н., Мартин Ю.Ю. Атлантический океан. М.: Мысль, 1972.
34. Набатов В.Н., Озмидов Р.В. Исследование турбулентности придонного слоя в океане. – Океанология, 1987, т. XXVIII, вып. 1, с. 5.
35. Арсеньев С.А., Доброклонский С.В., Мамедов Р.М., Шелковников Н.К. Прямые измерения характеристик мелкомасштабной морской турбулентности с неподвижной платформы в открытом море. – Известия АН СССР, Физика атмосферы и океана, 1975, т. 11, №8, с 845.
36. Чилдресс П.С., Зотов А.П. Переработка жидких отходов. Планы вывода из эксплуатации Российских подводных лодок. В сб.: «Проблемы вывода из эксплуатации и утилизации атомных подводных лодок», Материалы межд. научного семинара, Москва, 19-22 июня 1995 г. – с. 189-195.
37. Путник Г., Гроховски Т. План вывода из эксплуатации атомных установок в Палдиски. Там же. – с. 406-419.
38. Пологих Б.Г. Безопасность хранения под водой отсека с транспортным реактором при блокированной утечке из него радионуклидов. Атомная энергия, т. 85(3), 1998.- с. 233-237.
39. Пологих Б.Г., Сивинцев Ю.В., Хлопкин Н.С. О возможности подводного хранения отсеков АПЛ без топлива. В сб. «Анализ рисков, связанных с выводом из эксплуатации, хранением и утилизацией атомных подводных лодок. Материалы международного научного семинара, Москва, 24-26 ноября 1997 г.», ИБРАЭ, Москва – 1999.
40. Автоматизированная система контроля радиационной обстановки в районе расположения атомных станций (АСКРО). Общие технические требования. Минэнерго СССР, ВНИИАЭС, 1987.
41. Учет дисперсионных параметров атмосферы при выборе площадок для атомных электростанций. Сер. изд. по безопасности № 50-SG-S.3. Вена: МАГАТЭ, 1982.
42. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99): Гигиенические нормативы.- М.: Центр санитарно-эпидемиологического нормирования, гигиенической сертификации и экспертизы Минздрава России, 1999. – 116 с.
43. Положение о порядке объявления аварийной обстановки, оперативной передачи информации и организации экстренной помощи атомным станциям в случае радиационно опасных ситуаций. НП-005-98. Госатомнадзор России, 1998.
44. Гладков Г.А., Сивинцев Ю.В. Радиационная обстановка в районе затонувшей подводной лодки «Комсомолец». Атомная энергия, т. 77(5), 1994. – с. 379-386.