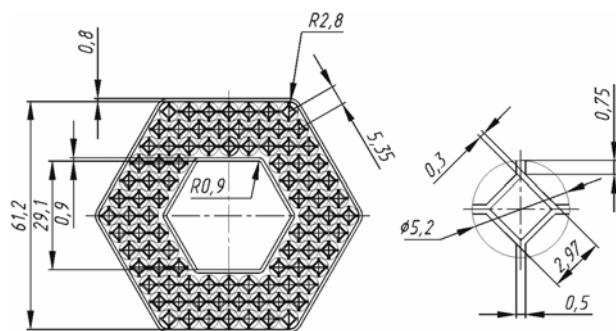
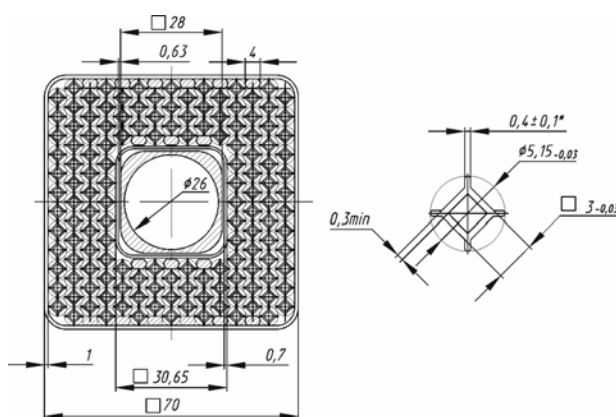




Р и с . 4. Сечение ТВС ИВВ-2МС (90 ТВЭЛов)



Р и с . 5. Сечение ТВС ИРТ-У

В этой связи научно-исследовательскими институтами Росатома проводятся работы по созданию принципиально новой конструкции ТВЭЛ и ТВС для исследовательских реакторов. Имеющиеся научные и технологические результаты являются основой для выполнения ОКР.

Работы по этому этапу включают технико-экономическую оценку изготовления ТВЭЛов и

ТВС в заводских условиях, разработку конструкторской, технологической документации, технических проектов на ТВЭЛы и ТВС, изготовление экспериментальных ТВС с стержневыми ТВЭЛами, дореакторные, реакторные испытания и послереакторные исследования, постановку на производство.

В настоящее время проводятся ресурсные испытания двух ТВС ВВР-М2 с стержневыми ТВЭЛами в реакторе ВВР-М (ПИЯФ) и экспериментальных стержневых ТВЭЛов с различными видами топлива в реакторе МИР (НИИАР). Начаты испытания в реакторе МИР двух полномасштабных ТВС ИРТ-У с топливом U-9 % Мо в алюминиевой матрице (см. рис. 5).

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Aden V.G., Enin A., Kartashev E.F. et al. The Russian RERTR program works status. – In: Intern. Conf. on Reduced Enrichment Research and Test Reactors. Argentina, 2003. Report RERTR-2002.
2. Карташев Е.Ф., Кравцова О.А., Лукичев В.А., Соколов С.А. Технический проект ТВС типа ВВР-М2 для реактора ВВР-СМ в Венгрии. Годовой отчет НИКИЭТ, 2001, с. 41.
3. Карташев Е.Ф., Кравцова О.А., Лукичев В.А., Соколов С.А. Технический проект ТВС типа ИРТ-4М для реакторов ВВР-СМ в Узбекистане и LWR-15 в Чехии. Годовой отчет НИКИЭТ, 2003, с. 39.
4. Dobrikova I., Suprun V., Vatulin A. et al. Main results and status of the development of LEU fuel for Russian research reactors. – In: 9th Intern. Topical Meeting on Research Reactor Fuel Management. 10–13 April 2005, Budapest, Hungary.

УДК 621.039.58

НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЕ ПРОБЛЕМЫ РЕАБИЛИТАЦИИ БЫВШИХ БЕРЕГОВЫХ ТЕХНИЧЕСКИХ БАЗ ФЛОТА

Аден В.Г., Васильев А.П., Васюхно В.П., Евдокимов А.М., Малинкин В.М., Нетеча М.Е., Тихонов В.Д.
(НИКИЭТ им. Н.А. Доллежалея)

В начале 1960-х годов на северо-западе нашей страны и Дальнем Востоке были созданы береговые технические базы военно-морского флота, предназначенные для перезарядки реакторов атомных подводных лодок,

временного (до отправки на комбинат «Маяк») хранения отработавшего ядерного топлива, приема и хранения твердых и жидких радиоактивных отходов. За время эксплуатации (более 40 лет) на базах скопилось большое

количество топлива и отходов. Они находятся в хранилищах, часть которых утратила герметичность и затоплена грунтовыми водами.

В мае 1998 г. постановлением правительства России Минатом был определен координатором работ по комплексной утилизации атомных подводных лодок и реабилитации баз. В 1998–1999 гг. сотрудники НИКИЭТа обследовали все четыре базы и составили карты радиационного загрязнения территории, зданий и сооружений. Особенно тяжелой оказалась обстановка на северо-западе в губе Андреева и бухте Червяной (Гремиха) [1]. Основная проблема – большое количество топлива, состояние которого неизвестно. Только в губе Андреева в контейнерах устаревшей конструкции и в глубоких ячейках, большая часть которых заполнена водой, находится около 100 активных зон реакторов атомных подводных лодок первого и второго поколений и атомных ледоколов ($\sim 1,3 \cdot 10^{17}$ Бк). Высокий уровень излучения на открытых площадках хранения твердых отходов и в хранилищах топлива, трудности доступа к ним усложняли их инвентаризацию. Получить достоверные результаты, необходимые для разработки проектной документации, можно было, только сочетая расчеты и различные виды измерений.

Существующие проблемы и пути их решения будут проиллюстрированы на примере уже выполненных работ в губе Андреева и Гремихе. Ситуация в бухтах Сыроева и Крашенинникова (Камчатка) заметно лучше как по состоянию инфраструктуры, так и по возможности вывоза топлива на переработку.

При перезарядке реакторов атомных подводных лодок отработавшие ТВС перегружали в чехлы, расположенные в хранилище плавтехбазы. Затем в губе Андреева чехлы с топливом выгружали и размещали в бассейнах выдержки здания 5. В 1982 г. была обнаружена течь из одного бассейна, на наружной части стены здания мощность дозы γ -излучения составляла ~ 10 мЗв/ч. Затем потек и второй бассейн. Остановить течи не удалось. Для предотвращения радиационной аварии срочно были переоборудованы под сухое хранилище ТВС три тысячекубовые цилиндрические емкости вблизи здания 5, предназначавшиеся для жидких отходов. В них верти-

кально разместили стальные трубы диаметром от 275 до 325 см, межтрубное пространство залили бетоном.

В связи с тем, что темпы вывоза топлива на комбинат «Маяк» отставали от темпов его выгрузки из здания 5 и подводных лодок, все блоки сухого хранения (2А, 2Б, 3А) уже в 1989 г. были заполнены. Первоначально планировали все топливо вывезти на переработку в течение 5 лет. Однако события, происходившие в СССР в то время, привели к полной остановке работ на базах. Всего в губе Андреева в блоках 2А, 2Б и 3А в настоящее время находится более 3000 чехлов, еще около 40 чехлов размещены в контейнерах, находившихся долгое время на открытой площадке.

В настоящее время в губе Андреева с помощью стран-доноров создается инфраструктура, необходимая для вывоза топлива. Демонтирован разрушенный старый причал, достраивается новый, разрабатывается проект комплекса по обращению с отработавшим топливом. Принципиальной трудностью при разработке этого проекта является недостаток знаний о состоянии топлива. При обследовании обнаружено, что 262 ячейки в блоке заполнены водой с содержанием солей 120–1700 мг/л, в том числе хлоридов 50–390 мг/л и разным уровнем активности. Специалисты НИКИЭТа взяли пробы воды с разных глубин. Анализ показал, что концентрация ^{137}Cs изменяется слабо, концентрация ^{90}Sr с глубиной возрастает в десятки и сотни раз. Максимальная удельная активность ^{137}Cs составляет $8,9 \cdot 10^7$ Бк/л, ^{90}Sr – $7,2 \cdot 10^8$ Бк/л, α -излучающих нуклидов – $5,4 \cdot 10^4$ Бк/л. Это свидетельствует о деградации топлива и его контакте с водой, так как в воду переходят не только продукты деления, но и актиноиды.

Исследования отработавшего топлива, проведенные в НИИАРе, ВНИИНМ и МИФИ в лабораторных условиях, показали, что в воде с повышенным солесодержанием ускоряется разгерметизация оболочек ТВЭЛОВ, происходит деградация матрицы топлива и ее набухание с образованием просыпей топливной композиции размером 20–200 мкм [2,3].

Были рассмотрены возможные аварийные ситуации. Расчетные исследования показали, что ядерная безопасность в режиме хранения отработавшего топлива всех типов при

отсутствии динамических воздействий обеспечивается всегда ($k_{эф} < 0,95$), даже при просыпании топлива на дно чехла или ячейки, залитых водой. Опасность представляет высыпание частичек деградировавшего топлива из чехла, содержащего семь ТВС подводных лодок второго поколения в результате отрыва дна чехла при его подъеме из ячейки. Для чехлов с ТВС лодок первого поколения и ледоколов общая загрузка топлива меньше. На рис. 1 представлена схема расчетной модели ячейки хранилища, на рис. 2 – результаты расчета $k_{эф}$ для системы из шести ячеек с чехлами, содержащими по семь целых ТВС, и полностью деградировавшим топливом в центральной ячейке. По проекту расстояние между центрами ячеек должно составлять 447 мм, фактически шаг размещения труб 447 ± 100 мм. Расчеты проводили для размера шага 347, 447 и 547 мм и труб внутренним диаметром 250 и 315 мм с толщиной стенки 6 мм. Влияние изменения шага невелико ($\pm 0,01$ – $0,02 k_{эф}$).

Расчеты проводили по программам MCURFFI/A и MMKFK-2, основанным на методе

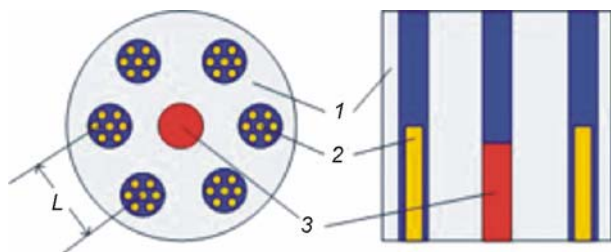


Рис. 1. Схема расчетной модели: 1 – бетон; 2 – чехол с ТВС в ячейке, заполненной водой; 3 – центральная ячейка с однородной смесью воды и топлива (L – шаг размещения ячеек)

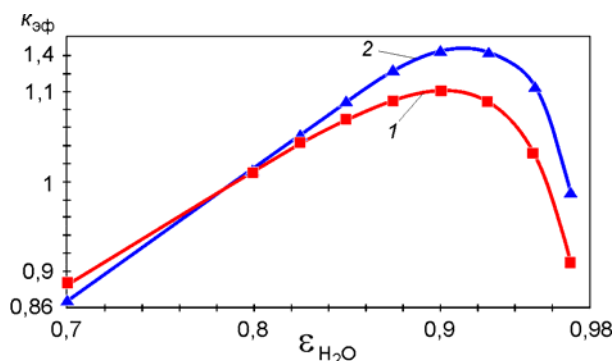


Рис. 2. Зависимость коэффициента размножения нейтронов от объемной доли воды в ячейке с деградировавшим топливом: 1, 2 – труба диаметром 250 и 300 мм соответственно

Монте-Карло, с использованием библиотек нейтронных констант на основе оцененных ядерных данных. Верификация расчетов проведена на эталонных критических сборках, близких по составу и размерам к рассматриваемым системам.

Процесс разрушения твэлов в результате коррозии или других процессов является сложным, чтобы точно смоделировать состав и распределение элементов в смеси. Характерное время образования критической массы для различных моделей распада плотного слоя частиц при их выпадении из чехла в воду по расчетам составляет 1,5–3 с. Результаты расчетных оценок влияния разных факторов на $k_{эф}$ приведены в таблице для конфигураций и составов, соответствующих наибольшей надкритичности системы ($k_{эф}^{макс} \approx 1,16$).

Расчетные оценки влияния разных факторов на $k_{эф}$

Фактор, оказывающий влияние на изменение реактивности	$\Delta\rho$, %
Наличие в воде фрагментов оболочек твэлов и топливной матрицы	– 0,9
Наличие хлора в воде (до 400 мг/л)	– 0,1
Выгорание топлива (при номинальном значении) и накопление продуктов деления (5 %) с выдержкой до 15 лет	– 10
Разогрев однородной смеси воды и гранул топлива до 100 °C в результате самопроизвольной цепной реакции	– 2,5

Добавление в воду раствора борной кислоты снижает $k_{эф}^{макс}$ до 1 уже при концентрации ~ 3 г/л. Однако нельзя гарантировать ее попадание в чехол и равномерное распределение в ячейке, так как во многих ячейках зазор между кожухом чехла и стенкой трубы составляет всего 2–4 мм, к тому же коррозия труб уменьшает его. Как видно из таблицы, не исключена вероятность возникновения за 1–2 с положительной реактивности до нескольких β с самопроизвольной цепной реакцией. К тому же согласно нормативным документам при отсутствии данных о реальном составе топлива расчеты ядерной безопасности должны проводиться для топлива без учета выгорания.

Однако, как показано в работе [4], одновременная реализация всех перечисленных консервативных условий чрезвычайно мала и выходит

за рамки учитываемых вероятностей. Несмотря на это, имеется возможность полностью исключить возникновение самопроизвольной цепной реакции. Для этого необходимо откачать воду не только из ячейки, но и из чехла, так как воды, содержащейся в чехле, достаточно для образования критической массы в ячейке при обрыве донышка. Откачать воду из чехла и нижней части ячейки трудно из-за малости зазора между чехлом и трубой. Рассмотрев различные варианты, приняли следующее техническое решение, детерминистически исключающее возможность возникновения самопроизвольной цепной реакции: вода из ячейки откачивается до уровня ниже пробки чехла, затем пробка вынимается, ТВС с помощью перегрузочного контейнера вынимаются поштучно и перегружаются в чистые чехлы, которые загружаются в транспортные контейнеры для отправки на переработку.

В блоке 2А с 2003 по 2006 г. было обследовано 479 ячеек (рис. 3). Все они почти сухие, поэтому угрозы самопроизвольной цепной реакции нет. Выбрано, проверено на извлекаемость 84 чехла, готовых к вывозу. Задержка за инфраструктурой. Ведется разработка специального оборудования для выгрузки топлива, в том числе для вскрытия пробок ячеек и чехлов, имеющих повреждения и др.

Радиационный фон в блоках сухого хранения высокий: до 0,5 мЗв/ч в 2А и до 0,9 мЗв/ч в 2Б. Гораздо хуже радиационная обстановка в блоке 3А. Там на высоте ~ 1 м над полом было сооружено защитное укрытие из бетонных плит. Даже над ним γ -излучение достигает ~ 3 мЗв/ч, отдельные дистанционные измере-

ния под плитами с помощью малогабаритных дозиметров зарегистрировали до 40 мЗв/ч. Причина такого высокого излучения не ясна, так как доступа внутрь укрытия нет. Сейчас разрабатывается проект его обследования.

При выгрузке топлива из контейнеров и ячеек необходимо определять состояние ТВС (наличие нарушений в топливе, просыпи) и массу оставшегося в нем ^{235}U . Для этого в НИКИЭТе разрабатывается методика измерений и устройство, через которое проходит ТВС при выгрузке. В процессе выгрузки измеряется мощность дозы γ -излучения, которая почти полностью определяется ^{137}Cs с энергией γ -квантов 662 кэВ. По результатам этих измерений находится количество ^{137}Cs и с учетом времени выдержки и начальной загрузки вычисляется масса оставшегося ^{235}U .

В Гремехе в некоторых контейнерах типа 6 и 11 есть возможность измерить высотное распределение мощности дозы γ -излучения. Наряду с измерениями было проведено расчетное моделирование этого распределения по программе MCNP, а также выполнены расчеты для оценки радиоактивности ТВС, находящихся в контейнере, определения минимального количества просыпей топлива, при котором можно установить факт повреждения ТВС, оценки шага измерений мощности дозы по высоте, при котором можно будет идентифицировать просыпи на дне канала. Такие исследования были выполнены для транспортного контейнера №50 (тип 6) с тремя ТВС, занимающими три из семи его каналов (рис. 4).

В расчетах использовали данные о размерах и составе контейнера и ТВС атомных



Рис. 3. Вид блока сухого хранения 2А с контейнерами

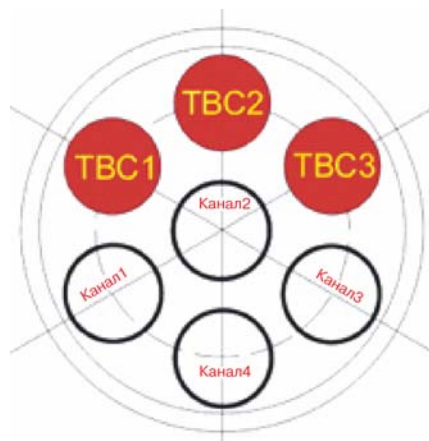


Рис. 4. Схема нумерации ТВС и пустых каналов в контейнере № 50

лодок первого поколения. Высотное распределение источника γ -квантов было взято подобным распределению энерговыделения по высоте активной зоны. Связь между измеренными и расчетными значениями мощности дозы можно определить по выражению

$$D_j = \alpha \sum_i d_{ji} A_i,$$

где D_j – измеренная мощность в j -м канале на определенной глубине; d_{ji} – расчетная мощность в j -м канале i -й ТВС на той же глубине; $\alpha = 0,86$ – выход γ -квантов ^{137}Cs энергией 662 кэВ; A_i – активность ^{137}Cs i -й ТВС. Активность A_i была найдена из решения системы трех линейных уравнений ($A_1 = 2,1 \cdot 10^{12}$ Бк, $A_2 = 1 \cdot 10^{12}$ Бк, $A_3 = 1 \cdot 10^{11}$ Бк) и использована в качестве нормировочных множителей для расчетного распределения мощности дозы каждого пустого канала (рис. 5).

Расчеты также показали, что минимальное количество просыпей, которое можно идентифицировать при измерении высотного распределения мощности дозы в ближайшем к ТВС канале, соответствует $\sim 2\%$ активности ТВС. При этом необходимо проводить измерения с интервалом не более 5 см.

Аналогичные измерения и расчеты были проведены и для контейнера № 109 (тип 11), в котором находились семь ТВС в полости, заполненной водой до уровня 85 см от дна контейнера, и обломок (топливная часть)

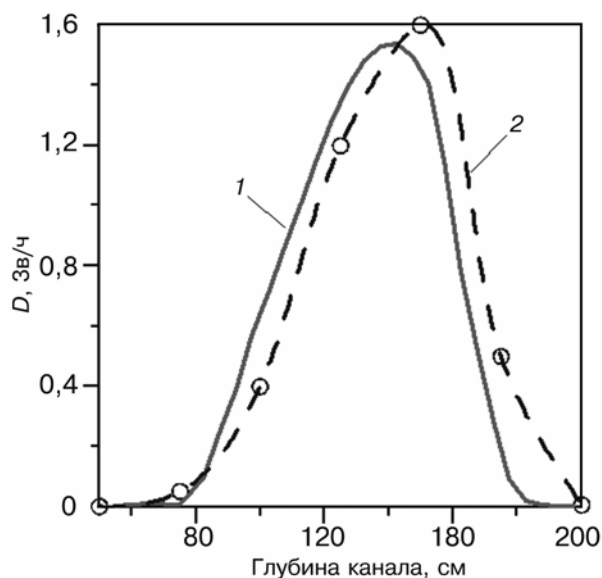


Рис. 5. Расчетное (1) и измеренное распределение (2) мощности экспозиционной дозы по глубине канала № 2

восьмой ТВС, стоящий на дне контейнера. После учета всех размеров и расположения ТВС расчетные результаты с хорошей точностью совпали с измеренными. Результаты исследований будут использованы для разработки методики измерений мощности дозы при выгрузке ТВС из контейнеров и ячеек.

Первый этап обследования состояния отработавшего топлива закончен, что позволило выявить возможные опасности при выгрузке и выбрать транспортно-технологическую схему, обеспечивающую ядерную и радиационную безопасность при проведении работ. К сожалению, работы по подготовке к созданию комплексов, финансируемые только донорами, идут гораздо медленнее, чем рассчитывали. Продолжается деградация топлива и защитных барьеров хранилищ, возрастает опасность дальнейшего загрязнения территории и акватории. При выгрузке топлива из ячеек не раз будут возникать трудности. Искать наиболее безопасные и экономичные решения поможет умение моделировать различные варианты с помощью расчетов.

Проведено обследование хранилищ жидких отходов и мест открытого хранения твердых отходов в губе Андреева и Гремие. К сожалению, пока не удалось обследовать заглубленные хранилища в губе Андреева, где предполагается наличие высокоактивных твердых отходов и грунтовых вод, ставших жидкими радиоактивными отходами. Инвентаризация твердых отходов на площадках открытого хранения существенно изменила данные об их количестве, их там оказалось в несколько раз больше. Измерения с использованием коллиматоров мощности дозы γ -излучения на поверхности контейнеров в разных местах показали большие (в десятки раз) различия, что свидетельствует о значительной неоднородности распределения радионуклидов и нахождении внутри отдельных сильных источников. Это потребует дополнительных мер предосторожности при разгрузке контейнеров, чтобы снизить риск облучения персонала.

По результатам измерений созданы банк данных по всем зданиям и сооружениям в губе Андреева и карта радиационного загрязнения территории (рис. 6).

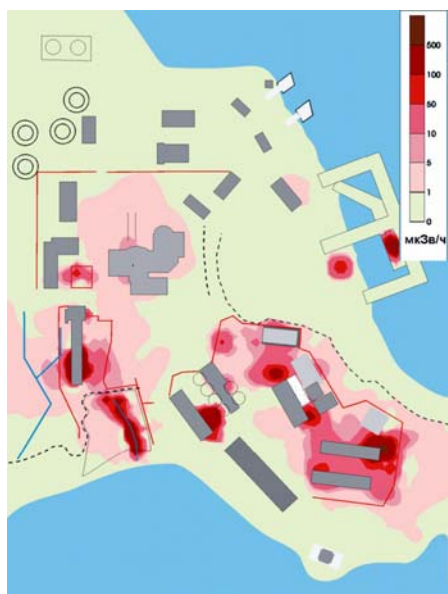


Рис. 6. Карта радиационного загрязнения ^{137}Cs территории пункта временного хранения в губе Андреева

Аналогичные исследования проведены и в здании 5, бывшем хранилище топлива. Создана трехмерная модель здания, определена удельная и суммарная активность осадков на дне бассейнов. Из результатов исследований следует, что в осадках могут находиться фрагменты топлива. В ближайшее время работы будут продолжены по контрактам с Европейским банком реконструкции и развития.

На открытой площадке размером 25×15 м в Гремехе хранятся несколько десятков лет отработавшее топливо подводных лодок первого поколения в 114 контейнерах типа 6 и 11, а также множество контейнеров разных типов с твердыми отходами, стержнями системы управления и защиты, в том числе содержащими высокоактивный европий. В некоторых из них могут быть и фрагменты топлива. Контейнеры стоят плотно. В некоторых местах мощность дозы около контейнеров составляет десятки мЗв/ч. Трудной проблемой было нахождение основных источников излучения, определяющих радиационную обстановку на площадке. Некоторые источники можно было увидеть только сверху, например, фрагмент твэла, лежащий на земле между бетонными контейнерами. Площадка огорожена стенами высотой ~ 3 м из бетонных блоков. Первые измерения проводили с этих блоков выносными дозиметрами. Затем над площадкой натянули тросовую систему, по которой пере-

мещался датчик дозиметра. В результате измерений с шагом 1 м было получено распределение мощности дозы γ -излучения, представленное на рис. 7.

Для поиска основных источников γ -излучения на этой площадке был применен гамма-визор CARTOGAM фирмы Canberra, который формирует образ, состоящий из распределения γ -источника, прозрачно наложенного на видеозображение (рис. 8). Применение этой системы позволило снизить дозовые затраты и сократить время исследования. Затем было проведено расчетное моделирование по программе MCNP и получено распределение мощности дозы, с хорошей точностью совпавшее с экспериментальным (рис. 9). Созданная расчетная модель позволила выработать обоснованные рекомендации по улучшению радиационной обстановки на площадке. В результате работ, проведенных сотрудниками СевРАО и РНЦ «Курчатовский институт» по экранированию основных источников, мощность дозы на площадке снижена в 5–10 раз.

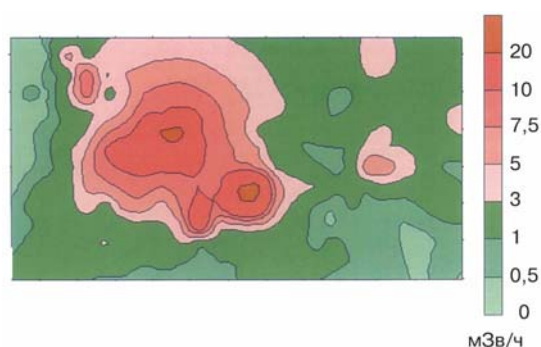


Рис. 7. Двумерное измеренное распределение мощности дозы γ -излучения на открытой площадке



Рис. 8. Изображение контейнеров на открытой площадке, полученное с помощью гамма-визора

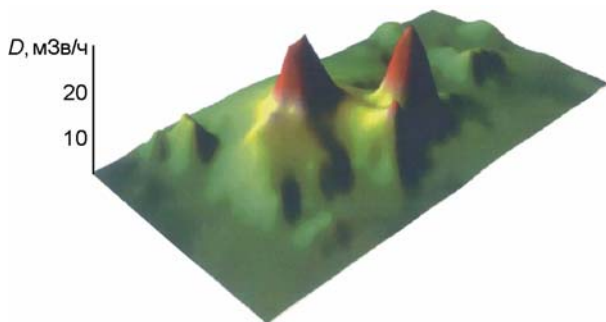


Рис. 9. Трехмерное расчетное распределение источников γ -излучения на открытой площадке

Исследования условий хранения топлива, радиационные обследования в губе Андреева и Гремие дали информацию, без которой нельзя приступить к решению главной задачи — вывозу топлива, переработке жидких и твердых отходов, их вывозу в региональное хранилище и реабилитации территории и акватории. Полученные данные позволили ликвидировать или экранировать некоторые источники, чтобы можно было приступить к строительству или реконструкции объектов.

И эта работа должна продолжаться до тех пор, пока не будут полностью устранены все источники возможного загрязнения окружающей среды.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Vasiliev A.P., Mazokin V.A., Netecha M.E. et al. Radiation inheritance of Russian nuclear fleet and ecological safety problems relating to utilization of nuclear submarines and rehabilitation of other facilities in the Navy. — In: I Mech E Conf. Transactions “Radioactive Waste Management-2000”, p. 43–46.
2. Аден В.Г., Васильев А.П., Григорьев А.В. и др. Состояние и проблемы экологической реабилитации и дальнейшего использования бывшей береговой технической базы ВМФ в губе Андреева. — Известия РАН. Энергетика, 2005, № 5, с. 38–45.
3. Калинин Б.А., Кехтев С.А., Кравцов Д.В. и др. Моделирование состояния отработавшего ядерного топлива при длительном хранении. — Физика и химия обработки материалов, 2006, № 1, с. 73–77.
4. Богатов С.А., Высоцкий В.Л., Саркисов А.А. и др. Анализ радиоактивного загрязнения окружающей среды, обусловленного выведенными из эксплуатации объектами атомного флота на северо-западе России. — Атомная энергия, 2006, т. 101, вып. 1, с. 23–34.

Рефераты статей

УДК 621.039

Адамов Е.О., Габараев Б.А., Ганев И.Х., Джалавян А.В., Лопаткин А.В., Муравьев Е.В., Орлов В.В. **Вклад НИКИЭТа в формирование стратегии развития ядерной энергетики России.** — Атомная энергия, 2007, т. 103, вып. 1, с. 5–15.

Представлены результаты исследований, выполненных специалистами НИКИЭТа совместно с другими предприятиями, институтами, организациями по формированию стратегии развития ядерной энергетики России в первой половине XXI века. Рассмотрены отдельные этапы работ, ключевые положения, идеи, рекомендации, легшие в основу стратегии, инициативы президента РФ на саммите тысячелетия в ООН и инициированного Россией международного проекта ИНПРО. Сделан вывод о необходимости максимально быстрого инновационного развития и перехода к сооружению ядерных энергетических объектов, отвечающих требованиям и вызовам нового века. Рис. 5, список лит. 21 назв.

УДК 621.039.526

Глазов А.Г., Леонов В.Н., Орлов В.В., Сила-Новицкий А.Г., Смирнов В.С., Филин А.И., Цикунов В.С. **Реактор БРЕСТ и пристанционный ядерный топливный цикл.** — Атомная энергия, 2007, т. 103, вып. 1, с. 15–21.

В статье изложена принципиальная конструкция реакторов БРЕСТ-ОД-300 и БРЕСТ-1200. Показана необо-

димост создания ядерно-энергетических комплексов на основе реакторной установки БРЕСТ. Представлены этапы, состояние НИОКР по всему ядерно-энергетическому комплексу и итоги экспертизы проекта БРЕСТ-ОД-300. Рис. 3, список лит. 14 назв.

УДК 621.039.516.4

Лопаткин А.В., Орлов В.В., Лукасевич И.Б., Зайко И.В., Ганев И.Х. **Возможности реакторов БРЕСТ и трансмутационного топливного цикла в условиях реализации современных планов развития ядерной энергетики.** — Атомная энергия, 2007, т. 103, вып. 1, с. 21–28.

Рассмотрена возможная динамика развития мощностей быстрых реакторов типа БРЕСТ-1200 после 2030 г. на основе плутония и прочих актиноидов, накопленных в отработавшем топливе тепловых реакторов. Показано, что к 2100 г. мощность реакторов БРЕСТ может составить 114–176 ГВт и далее они будут развиваться за счет собственного воспроизводства плутония. Расчетными исследованиями показано, что темпы ввода реакторов БРЕСТ могут быть удвоены за счет обогащенного урана, получаемого из природного урана и регенерированного отработавшего топлива тепловых реакторов. Показано, что развитие быстрых реакторов с замкнутым топливным циклом решает проблему трансмутации долгоживущих высокоактивных актиноидов и позволяет реализовать трансмутационный топливный цикл ядерной энергетики. Рис. 7, табл. 1, список лит. 14 назв.