

УДК 621.039.58

УТИЛИЗАЦИЯ РЕАКТОРНЫХ ОТСЕКОВ СНЯТЫХ С ЭКСПЛУАТАЦИИ ПОДВОДНЫХ ЛОДОК

Луговцов О.В., Малахов А.Г. (ЦНИИ МО РФ), Попков К.К. (ЦНИИ им. А.Н. Крылова)

Атомные подводные лодки, оснащенные ЯЭУ с водо-водяными реакторами, создавали в нашей стране начиная с 50-х годов [1]. В настоящее время многие из них выведены из эксплуатации и подлежат длительному хранению, реализация которого затрудняется потенциальной опасностью радиационного воздействия отработавшей ЯЭУ.

Спустя 3—5 лет после остановки реактора и выгрузки отработавшей активной зоны, удаления теплоносителя первого контура, шихты фильтров активности и других радиоактивных сред интегральная активность элементов оборудования ЯЭУ и конструкций реакторного отсека выведенной из эксплуатации подводной лодки составляет 10^{13} — 10^{15} Бк, при этом более 90% долгоживущих радионуклидов сосредоточено внутри корпуса реактора. В коммуникациях первого контура может содержаться также некоторое количество трансурановых элементов суммарной активностью до $4 \cdot 10^{10}$ Бк.

При сохранении целостности штатной биологической защиты радиационная обстановка в помещениях выведенных из эксплуатации неаварийных подводных лодок формируется в основном за счет излучения активированных материалов оборудования и конструкций ЯЭУ. При этом решающую роль играют особенности жизненного цикла каждого конкретного корабля: фактические режимы эксплуатации, характер развития несанкционированных и аварийных ситуаций, продолжительность и периодичность ремонта и перегрузок ядерного топлива, эффективность дезактивации, а также техническое состояние штатной радиационной защиты, например, целостность бака первичной металловодной защиты. В связи с этим уровни излучения различных подводных лодок, даже тех, которые оснащены однотипными ЯЭУ, существенно различаются. Это обстоятельство снижает значимость расчетных оценок радиационной обстановки и приводит к необходимости руководствоваться результатами измерения на конкретных кораблях при определении мероприятий по защите от излучения и радиационной безопасности в процессе подготовки к утилизации.

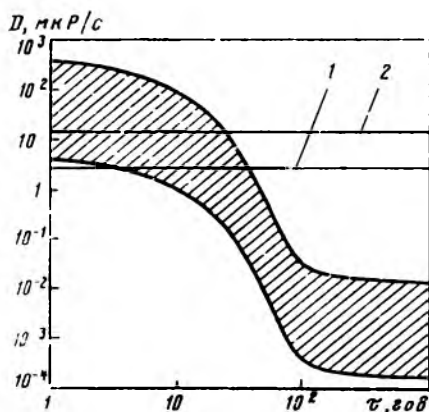
Основная часть измерений мощности экспозиционной дозы γ -излучения и плотности загрязнения поверхностей конструкций и оборудования выведенных из эксплуатации подводных лодок выполнена службами радиационной безопасности флотов и судоремонтных заводов [2]. Результаты обобщения некоторых данных, относящихся к подводным лодкам 1-го, 2-го поколений, приведены в таблице.

Радиационная обстановка на выведенных из эксплуатации подводных лодках для времени выдержки 3—5 лет

Место проведения измерений	Мощность экспозиционной дозы γ-излучения, мкР/с		Плотность радиоактивного загрязнения, Бк/см ²
	Бак металловодной защиты		
	заполнен	осушен	
Аппаратные выгородки	0,03—5	0,5—30	0,8—130
Насосные выгородки	0,02—14		3,0—200
Проходные коридоры	0,03—2	0,2—4	0,7—200
Трюмы	0,2—40		≤ 350
Переборки отсеков, смежных с реакторным	0,02—0,17	0,4—2	≤ 20
Поверхность корпуса реакторного отсека:			
прочного	≤ 250		2—250
легкого	≤ 20*		≤ 20

* Пистерны радиационной защиты заполнены.

* Цистерны радиационной защиты заполнены.



Область ожидаемой максимальной мощности экспозиционной дозы γ -излучения на прочном корпусе выведенных из эксплуатации подводных лодок: 1, 2 — допустимая мощность дозы 2,8 и 13,9 мкР/с на расстоянии 1 м от поверхности контейнера с радиоактивными отходами [3, 4] и транспортного контейнера с радиоактивными отходами (четвертая транспортная категория) [5] соответственно

Распределение мощности экспозиционной дозы γ -излучения на поверхности прочного корпуса реакторного отсека подводных лодок сугубо неоднородно, максимальная мощность наблюдается в нижней части отсека, в местах, где корпус реактора максимально приближен к прочному корпусу (см. рисунок).

Поскольку большая часть элементов оборудования и конструкций, заключенных в объеме реакторного отсека, радиоактивна и не может быть утилизирована одновременно с оборудованием других отсеков корабля, возникает проблема организации их длительного хранения или захоронения как радиоактивных отходов. Длительное хранение оборудования ЯЭУ в течение 50—75 лет оправдано с точки зрения существенного спада активности ^{60}Co — неперменного продукта активации стали. Исключительно компактное расположение основного радиоактивного оборудования корабельной ЯЭУ и относительно небольшая масса реакторного отсека (~ 1000 т) делают целесообразным контейнеризацию ЯЭУ в сборе с использованием в качестве контейнера прочного корпуса вырезанного реакторного отсека с установленными по торцам (в местах резки) герметизирующими переборками. Для нормализации радиационной обстановки в соответствии с требованиями [3, 4] в нижней части реакторного отсека, в районе расположения реакторов отдельные участки прочного корпуса (контейнера) должны быть закрыты соответствующей радиационной защитой, конфигурация которой в каждом конкретном случае может быть определена по результатам дозиметрического обследования.

Рациональным и экологически приемлемым вариантом организации длительного хранения реакторного отсека представляется его размещение в защищенных от атмосферных осадков бетонированных ямах (траншеях) или в сухих гидроизолированных туннелях (последний вариант требует больших капиталовложений). Реализация подобных решений позволяет в течение всего срока хранения сохранить по крайней мере два барьера безопасности, препятствующих выходу радионуклидов из контейнеров в окружающую среду (корпус реакторного отсека и гидроизоляцию хранилища). Некоторые специалисты, руководствуясь экономическими соображениями, предлагают использовать для размещения реакторных отсеков горные выработки (штольни) или специально выделенные участки акватории (для хранения на плаву или затопленными на мелководье). Однако такие предложения вряд ли правомочны, поскольку противоречат закону РФ «Об охране окружающей среды» (ст. 50, п. 3), а также санитарно-гигиеническим нормативам, которые исключают возможность размещения хранилищ радиоактивных отходов в затопляемых и заболоченных местах (см. раздел 2.4). Действительно, в этом случае сохраняется только один барьер безопасности (корпус реакторного отсека — контейнера), разрушение которого, что вероятно в процессе коррозии, может привести к радиоактивному загрязнению участка акватории. Авторы настоящей статьи допускают возможность разработки специальных санитарно-гигиенических нормативов, определяющих требования к условиям отстоя и временного хранения реакторных отсеков и контейнеризованных ЯЭУ объектов флота, выведенных из эксплуатации, однако требования этих нормативов вряд ли будут принципиально отличаться от имеющихся.

Изложенное позволяет сделать следующие заключения.

1. Возможно обеспечение радиационной безопасности персонала и населения региона на этапах разделки, длительного хранения и утилизации оборудования ЯЭУ выведенных из эксплуатации подводных лодок.

2. Определение состава мероприятий по защите от излучения и радиационной безопасности при обращении с выведенными из эксплуатации подводными лодками следует проводить индивидуально для каждого корабля на основе результатов дозиметрического обследования. Методология такого обследования должна быть разработана и апробирована в процессе опытных утилизаций.

3. Экологически приемлемыми вариантами организации длительного хранения контейнеризованных ЯЭУ или реакторных отсеков объектов флота, выведенных из эксплуатации, представляются их размещение в бетонированных траншеях, защищенных от атмосферных воздействий, или специально построенных гидроизолированных подземных туннелях. Траншейный вариант предпочтительнее, поскольку требует меньших капиталовложений.

Авторы благодарят специалистов служб радиационной безопасности флотов и судоремонтных предприятий, участвовавших в дозиметрических обследованиях снятых с эксплуатации подводных лодок.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Гладков Г.А. Создание реакторной установки для подводной лодки. — Атомная энергия, 1992, т. 73, вып. 4, с. 319.
2. Цыпин С.Г., Лысенко В.В., Орлов Ю.В., Корякин О.А. Радиационное обследование атомных подводных лодок при снятии с эксплуатации. — Там же, 1993, т. 75, вып. 3, с. 230.
3. Нормы радиационной безопасности НРБ-76/87. Основные санитарные правила работы с радиоактивными веществами и другими источниками излучений ОСП-72/87. М.: Энергоатомиздат, 1988.
4. Санитарные правила обращения с радиоактивными отходами СПОРО-85. М., 1986.
5. Правила безопасности при транспортировании радиоактивных веществ ПБТРБ-73. М.: Атомиздат, 1974.

Поступила в Редакцию 18.02.94

Рефераты публикуемых статей

Продолжение. Начало см. на обложке

УДК 621.039.54

Шеглов А.С., Проселков В.Н. Влияние неосесимметричности системы топливо—оболочка на работоспособность твэла энергетического реактора. — Атомная энергия, 1994, т. 76, вып. 5, с. 417—422.

Рассмотрено влияние неосесимметричности системы топливо—оболочка на окружные напряжения в оболочке. В качестве параметров неосесимметричности выбраны радиальная трещина в топливе и неосесимметричность объемного энерговыделения. Показано, что наличие неосесимметричности значительно увеличивает уровень окружных растягивающих напряжений в оболочке, что путем коррозионного растрескивания под напряжением может приводить к появлению в оболочке трещины. Табл. 1, список лит. 9 назв.

УДК 66.018.86(035.5)

Клиншпонт Э.Р., Милинчук В.К., Тупиков В.И. Радиационная стойкость полимерных материалов. — Атомная энергия, 1994, т. 76, вып. 5, с. 422—428.

В статье рассмотрены проблемы радиационной стойкости полимерных материалов; имитация радиационных условий эксплуатации (дозовая эквивалентность, спектральный состав и мощность дозы излучения), комплексность действия ионизирующего излучения и других физических и химических факторов (среда облучения, световое излучение, механические нагрузки, электризация), характерные показатели радиационной стойкости. Табл. 4, список лит. 20 назв.

Окончание см. на обложке