

ки и сотни раз ниже допустимой среднегодовой объемной активности для персонала группы А. Данные меры защиты персонала позволили демонтировать графитовую кладку с соблюдением всех дозовых нормативов (индивидуальная годовая доза персонала не должна превышать 4 мЗв/год), коллективная доза за время демонстража составила 0,05 чел.·Зв.

Заключение. В 2015 г. в НИЦ «Курчатовский институт» были демонтированы корпус и графитовая кладка РФТ. Всего из шахты реактора РФТ было удалено около 34 т облученного графита. Демонтаж оборудования и дезактивация помещений реакторов осуществлялись дистанционно управляемыми механизмами с применением технологий подавления радиоактивных аэрозолей для снижения объемной активности в воздухе в рабочих зонах персонала. Применение данных технологий позволило значительно уменьшить воздействие излучения на окружающую среду и персонал.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Кружилин Г.Н. Реактор для физических и технических исследований. — В кн.: Реакторостроение и теория реакторов. Труды I Женевской конф. М.: Изд-во АН СССР, 1955, с. 49—104.
2. Волков В.Г., Семенов С.Г., Лемус А.В. и др. Подготовка к выводу из эксплуатации исследовательских реакторов МР и РТФ. — Безопасность окружающей среды, 2010, № 4, с. 56—59.
3. Иванов О.П., Степанов В.Е., Смирнов С.В., Данилович А.С. Дистанционно управляемый коллимированный детектор для измерения распределения радиоактивных загрязнений. — Атомная энергия, 2010, т. 109, вып. 2, с. 82—84.
4. Волков В.Г., Зверков Ю.А., Иванов О.П. и др. Радиационная защита при выводе из эксплуатации исследовательских материаловедческих реакторов МР и РТФ НИЦ «Курчатовский институт». — Там же, 2013, т. 115, вып. 2, с. 104—110.
5. Волков В.Г., Иванов О.П., Колядин В.И. и др. Применение дистанционно управляемых механизмов в целях снижения радиационного воздействия на персонал. — Там же, 2012, т. 113, вып. 5, с. 285—289.

Поступила в Редакцию 18.04.16

УДК 621.039.58

ОПРЕДЕЛЕНИЕ КАТЕГОРИИ РАДИОАКТИВНОСТИ БЕТОНА РАДИАЦИОННОЙ ЗАЩИТЫ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК ПРИ ИХ ВЫВОДЕ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ

Былкин Б.К., Кожевников А.Н. (НИЦ «Курчатовский ин-т», г. Москва),
Енговатов И.А., Синюшин Д.К. (НИУ МГСУ, г. Москва)

Наведенная нейтронами активность оборудования, материалов и конструкций ядерных установок является одним из важных факторов при их выводе из эксплуатации. К активируемому оборудованию, материалам и конструкциям в зданиях ядерных установок относятся корпус реактора и внутрикорпусные устройства, графитовая кладка, железобетонная шахта реактора, выполняющая также функцию радиационной защиты, «сухая» защита, выполняющая функцию радиационно-тепловой защиты, биологическая защита экспериментальных каналов, облицовки, опорные устройства, часть трубопроводов и др. Эти элементы, оборудование и конструкции, значительную часть которых составляет бетон, будут вносить основной вклад в объем радиоактивных отходов с наведенной активностью при выводе ядерных установок из эксплуатации [1—3]. Источником радиоактивных отходов станут также защитные конструк-

ции боксов протонных ускорителей, получивших в настоящее время широкое применение в радиационной медицине [4].

Расчетные оценки показали, что при выводе из эксплуатации действующих ядерных установок объем активированного бетона может достигнуть 25 тыс. м³ [5].

Программа развития ядерной энергетики предполагает сооружение более двух десятков энергоблоков АЭС с ВВЭР-ТОИ. Стоимость захоронения составляет, руб./м³: ~1,2 млн высокоактивных, 550 тыс. среднеактивных, 130 тыс. низкоактивных и 35 тыс. очень низкоактивных отходов [6]. Поскольку бетон с наведенной активностью не дезактивируется (активность снижается только за счет естественного распада радионуклидов), он подлежит захоронению. Учитывая приведенные данные, наведенная активность при выводе из эксплуатации объектов использования атомной энергии имеет

также значительную экономическую составляющую.

Наведенная активность зависит от размера и энергетического распределения плотности потока нейтронов, сечения активации химических элементов в материалах, на изотопах которых образуются долгоживущие радионуклиды, относительного содержания изотопа мишени в химическом элементе, времени облучения и выдержки. Расчетные и экспериментальные исследования показали, что наведенная активность определяется основными содержанием более 1% по массе, примесными (0,01—1% по массе) и следовыми (менее 0,01% по массе) химическими элементами в составе материалов и конструкций радиационной защиты [1, 7].

Как видно из табл. 1, нуклиды, определяющие наведенную активность бетонных защитных конструкций реакторов, имеют значительно отличающиеся период полураспада и другие радиационные характеристики. Среди них есть γ - (дозообразующие), β -излучающие нуклиды, нуклиды, испускающие характеристическое излучение и оже-электроны, а также α -излучающие и трансурановые элементы, например, ^{239}Pu . Существенные различия в периоде полураспада приводят к тому, что вклад разных нуклидов в суммарную наведенную активность отходов будет различным на том или ином отрезке времени

Таблица 1. Характеристики важнейших радионуклидов, определяющие суммарную удельную активность защитного бетона ядерных установок

Радионуклид	Реакция образования	Определяющий вид излучения	Период полураспада
^3H	$^6\text{Li}(n, p)^3\text{H}$	β -Излучение	12,35 года
^{41}Ca	$^{40}\text{Ca}(n, \gamma)^{41}\text{Ca}$	Оже-электроны	$1,4 \cdot 10^5$ лет
^{152}Eu	$^{151}\text{Eu}(n, \gamma)^{152}\text{Eu}$	γ -Излучение	13,54 года
^{154}Eu	$^{153}\text{Eu}(n, \gamma)^{154}\text{Eu}$	»	8,59 лет
^{55}Fe	$^{54}\text{Fe}(n, \gamma)^{55}\text{Fe}$	Характеристическое излучение	2,73 года
^{60}Co	$^{59}\text{Co}(n, \gamma)^{60}\text{Co}$	γ -Излучение	5,27 года
^{63}Ni	$^{62}\text{Ni}(n, \gamma)^{63}\text{Ni}$	β -Излучение	101,1 года
^{59}Ni	$^{58}\text{Ni}(n, \gamma)^{59}\text{Ni}$	β -Излучение, характеристическое излучение	$7,5 \cdot 10^4$ лет
^{94}Nb	$^{93}\text{Nb}(n, \gamma)^{94}\text{Nb}$	γ -Излучение	$2,03 \cdot 10^4$ лет
^{134}Cs	$^{133}\text{Cs}(n, \gamma)^{134}\text{Cs}$	»	2,06 года
^{232}Th	$^{232}\text{Th}(n, \gamma)^{233}\text{U}$	α -Излучение	$1,58 \cdot 10^5$ лет
^{238}U	$^{239}\text{U}(n, \gamma)^{239}\text{Pu}$	»	$2,41 \cdot 10^4$ лет

Таблица 2. Радионуклиды, определяющие суммарную наведенную активность материалов радиационно-тепловой (сухой) и биологической защиты в разные периоды после окончательного останова блока АС

Период после окончательного останова блока АС					
I от 1 года до 25 лет		II от 25 до 100 лет		III от 100 до 1000 лет	
Сухая защита	Биозащита	Сухая защита	Биозащита	Сухая защита	Биозащита
^3H ^{60}Co ^{152}Eu ^{55}Fe ^{154}Eu ^{41}Ca	^3H ^{152}Eu ^{41}Ca ^{154}Eu ^{60}Co	^{41}Ca ^3H ^{63}Ni ^{152}Eu ^{63}Ni	^{41}Ca ^3H ^{152}Eu ^{63}Ni	^{41}Ca ^{63}Ni ^3H	^{41}Ca ^{63}Ni
Наиболее вероятный интервал для проведения необходимых мероприятий по подготовке к выводу из эксплуатации		Учитывает этап длительного сохранения под наблюдением блока АС и работы по выводу из эксплуатации		Учитывает процесс захоронения радиоактивных отходов	

после окончательного останова ядерной установки (табл. 2).

Таким образом, активационно опасными элементами в защитном бетоне могут быть основные — кальций, примесные — железо, следовые — литий, кобальт, цезий, европий, никель. Среди перечисленных дозообразующими являются ^{60}Co , ^{152}Eu , ^{154}Eu , ^{134}Cs , которые и будут вносить определяющий вклад в дозу облучения при выдержке до 100 лет. При выдержке свыше 100 лет суммарная удельная активность будет оставаться неизменной, поскольку период полураспада ^{41}Ca (определяющий) составляет $1,4 \cdot 10^5$ лет. Вклад α -излучающих нуклидов будет незначителен.

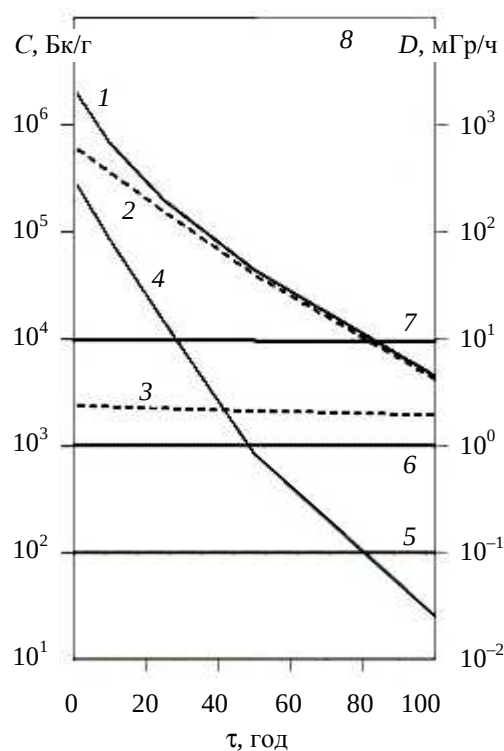
Указанный разброс характеристик важен при определении категории радиоактивных отходов, образованных за счет активации конструкций радиационно-тепловой (сухой) бетонной защиты реактора типа ВВЭР.

В соответствии с законом об обращении с радиоактивными отходами и дополнениями к нему активированные отходы при демонтаже защитных конструкций будут относиться к накопленным. Приведем данные для определения категории (классификации) активированных конструкций защиты ВВЭР-1000, -1200 (ВВЭР-ТОИ). Расчетные результаты получены в соот-

ветствии с подходом и исходными данными [8, 9]. Отметим, что расчеты накопления трития в элементах конструкции сухой защиты выполнены без учета его дальнейшей возможной утечки в газообразном состоянии, миграции в связанном состоянии по объему элементов конструкции, химических форм в бетоне. С учетом отмеченных обстоятельств расчетную удельную активность трития в элементах конструкций сухой защиты следует считать максимальной.

На рисунке показаны зависимости от времени выдержки суммарной удельной наведенной активности нуклидов сухой защиты, β -излучающих с учетом и без учета трития. Кроме того, приведена зависимость мощности дозы γ -излучения от активированной сухой защиты для иллюстрации применения дозового критерия согласно примечанию к закону об обращении с радиоактивными отходами и диапазон границ категорий для твердых отходов. Мощность дозы оценена для полубесконечной геометрии.

Анализ показывает, что использование различных критериев приводит к значительным



Суммарная удельная наведенная активность в сухой защите всех нуклидов (1), β -излучающих с учетом (2) и без учета трития (3), мощность дозы (4), нижняя граница очень низкоактивных (5), низко- (6), средне- (7) и высокоактивных отходов (8) в зависимости от времени выдержки

расхождением результатов. Так, согласно кривой 1 активированный бетон будет относиться к категории среднеактивных отходов во временном интервале выдержки от 1 до 80 лет. Согласно кривой 3 активированный бетон будет относиться к категории низкоактивных отходов в интервале до 100 лет и более. Таким образом, учет трития в конструкции бетонной защиты на время ее демонтажа приводит к существенно разным результатам при классификации образующихся твердых отходов.

Для предварительной сортировки твердых отходов в СПОРО-2002/2013 (в редакции от 16.09.2013) рекомендуется использовать следующие критерии мощности амбиентного эквивалента дозы γ -излучения на расстоянии 0,1 м от поверхности при соблюдении условий измерения в соответствии с утвержденными методиками, мЗв/ч: 0,001—0,03 очень низкоактивные, 0,03—0,3 низкоактивные, 0,3—10 среднеактивные, более 10 высокоактивные. Использование дозового критерия показывает (кривая 4), что активированный бетон до 30 лет выдержки будет относиться к категории высокоактивных отходов и далее перейдет в категорию среднеактивных (см. рисунок). Следовательно, корреляция категорий активности отходов по различным критериям отсутствует.

Принципиально важным является установление формы выделяющегося при демонтаже трития — в газообразном или связанном состоянии, а также динамика его выхода при демонтаже. Например, опыт эксплуатации высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов, в которых накапливается значительное количество трития, показывает, что при нештатных ситуациях (попадание воды в первый контур) может происходить его залповый выброс из графитовых конструкций [10]. От поведения трития при демонтаже радиоактивных конструкций из бетона при выводе из эксплуатации объектов использования атомной энергии зависят необходимые при этом средства индивидуальной защиты. Анализ кривых 2, 3 рисунка показывает, что тритию при выводе из эксплуатации объектов использования атомной энергии следует уделить должное внимание при анализе радиационной безопасности работ на заключительной стадии их жизненного цикла. Для этого, учитывая объем демонтажных работ, следует выполнить комплекс расчетно-экспериментальных исследований для определения форм нахожде-

ния трития в бетоне (газообразное, химически связанное и др.).

Разная стоимость захоронения 1 м³ отходов, которая для высоко-, средне- и низкоактивных отходов соотносится в пропорции 10:2:1, свидетельствует о том, что в данном случае возможна свободная трактовка категории образующихся активированных отходов, что может сказаться на экономических показателях заключительной стадии жизненного цикла объектов использования атомной энергии.

Расчетные данные для бетона биологической защиты АС, исследовательских реакторов и медицинских циклотронов дают аналогичную картину для отнесения отходов за счет активированного бетона к различным категориям.

Таким образом, значительный разброс радиационных характеристик (период полураспада, тип излучения) радионуклидов, определяющих наведенную активность, приводит к значительным неопределенностям в качественном и количественном отношении при оценке объема и категории отходов. Необходимо выработать единый методический подход для определения категории отходов за счет активированных защитных конструкций с обязательным учетом радионуклидного состава. С этой целью необходимо выделить активированные бетонные защитные конструкции в отдельный класс отходов.

Особого внимания заслуживает при выводе из эксплуатации АС тритий из-за большого, иногда и определяющего вклада в суммарную наведенную активность бетона в интервале до 100 лет выдержки. В настоящее время требований по обращению с тритийсодержащими отходами не разработано. Это может создавать трудности при их хранении, переработке, транспортировке и захоронении.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Engovatov I.A., Mashkovich V.P., Orlov Y.V. e.a. Radiation Safety Assurance: Decommissioning Nuclear Reactors at Civil and Military Installations. Monographia. Arlington, USA, 2005.
2. Былкин Б.К., Енговатов И.А. Вывод из эксплуатации реакторных установок. Монография. М., МГСУ, 2014. 228 с.
3. Decommissioning of Nuclear Power Plants and Research Reactors. IAEA Saf. Standards Ser. № WS-G-2.1. Vienna: IAEA, 1999.
4. Алиев Т.Ю., Енговатов И.А., Лавданский П.А., Соловьев В.Н. Наведенная активность бетонной радиационной защиты каньонов циклотронов на стадии вывода из эксплуатации. — Вестник МГСУ, 2014, № 10, с. 106—113.
5. Былкин Б.К., Давыдова Г.Б., Журбенко Е.А. Радиоактивные отходы при демонтаже реакторных установок. — Атомная энергия, 2011, т. 110, вып. 3, с. 171—172.
6. Иванов Е., Коротков А., Пырков И. Радионуклидный вектор. — Бюл. Росэнергоатома, 2015, № 1, с. 42—45.
7. Evans J., Lepel E., Sundens R. e.a. Long-lived activation products in light-water reactor construction materials: implication for decommissioning. — In: Radioactive Waste Management and the Nuclear Fuel Cycle, 1988, v. 11(1), p. 1—39.
8. Былкин Б.К., Енговатов И.А., Кожевников А.Н. Выбор бетона радиационной защиты для АЭС нового поколения. — Атомная энергия, 2015, т. 118, вып. 6, с. 350—354.
9. Енговатов И.А., Былкин Б.К., Кожевников А.Н. Оптимизация составов бетонов радиационной защиты АЭС. — В сб.: 9-я Межд. научно-технич. конф. «Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики» МНТК-2014. М., 2014, с. 305—309.
10. Былкин Б.К., Гребенник В.Н., Ибрагимов И.М., Хрулев А.А. Энерготехнологическое применение ядерных реакторов. — ВИНТИ. Итоги науки и техники. Сер. Атомная энергетика, 1988, т. 6, с. 140.

Поступила в Редакцию 24.02.16

Рефераты статей

УДК 614.87

Саркисов А.А., Большов Л.А., Антипов С.В., Биляшенко В.П., Высоцкий В.Л., Кобринский М.Н., Шведов П.А. История, современное состояние и перспективы радиозоологической реабилитации Арктики. — Атомная энергия, 2016, т. 121, вып. 5, с. 245—255.

Дан обзор основных проблем загрязнения арктических морей техногенными радионуклидами. Рассмотрены источники загрязнения и оценки их вклада в радиационную

обстановку в настоящее время. Основное внимание уделено потенциальным источникам загрязнения — выведенным из состава военного и ледокольного флотов кораблям и судам с ядерными энергетическими установками, объектам обслуживающей их инфраструктуры (судам атомного технологического обслуживания и береговым техническим базам). Дано описание основных результатов разработки и реализации Стратегического мастер-плана комплексной утилизации объектов атомного флота в северо-западном регионе страны. Отдельно рассмотрены затонувшие и за-