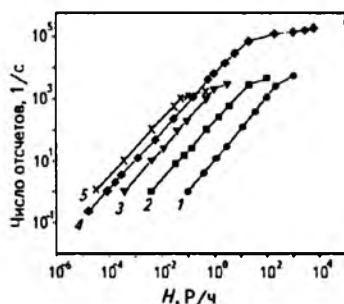


роля радиационной безопасности [4], предназначенной для комплексного контроля на АЭС, разработаны блоки детектирования γ -излучения. Блок детектирования мощности экспозиционной дозы (рис. 6) состоит из детектора на основе CdTe или CdZnTe, маломощного преусилителя и микропроцессорного контроллера, обеспечивающего чувствительность детектирования, независимую от спектра излучения. Этот компактный прибор с автоматической подготовкой к работе позволяет контролировать режимы работы непосредственно в процессе эксплуатации. Он обеспечивает устойчивую работу на линии связи до 500 м в широком диапазоне измеряемой мощности экспозиционной дозы — от 20 мкР/ч до 1000 Р/ч (рис. 7).

Все разработанные технические средства отвечают требованиям специальных условий поставки оборудования на АЭС, имеют гарантийное обеспечение качества, обладают высокой надежностью, сейсмостойкостью и пожаробезопасностью [4]. Блоки детектирования в составе автоматизированной системы представляют собой распределенную сеть сбора данных, которые характеризуют радиационную безопасность объекта контроля, функционирующую в реальном масштабе времени во всех режимах работы АЭС (режим нормальной эксплуатации, режим остановки реакторной установки, аварийный режим, послеварийный режим).



Р и с. 6. Общий вид и функциональные узлы блока детектирования



Р и с. 7. Сравнительные характеристики серийного блока детектирования БДМГ-41-02 (1), -03 (2), -01 (3), БДМГ-41 (5) и блока детектирования БДРГ-Т с детектором на основе CdTe (4)

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Кутний В.Е., Рыбка А.В., Прохорсц И.М. и др. Исследование радиационной стойкости детекторов ионизирующих излучений на основе CdTe и CdZnTe. — Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика радиационных повреждений и радиац. материаловед., 2000, вып. 4, с. 212—214.
2. Ayzaitsky N.I. et al. KUT — industrial technological accelerator. — Труды XIV сов. по ускорителям заряженных частиц. Протвино, октябрь 1994, т. 4, с. 259—263.
3. Егоров Ю.А. Основы радиационной безопасности атомных электростанций. Под ред. Н.А. Доллежалы. М.: Энергоатомиздат, 1982. 272 с.
4. Грибанов Ю.А., Рингис В.С., Скоромный В.Г. и др. Перспективы использования полупроводниковых материалов из CdTe (CdZnTe) при реконструкции АЭС Украины. — Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика радиационных повреждений и радиац. материаловед., 2000, вып. 4, с. 203—207.

Поступила в Редакцию 12.04.02

УДК 543.257.1

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ИЗУЧЕНИЕ РАДИОАКТИВНОГО ЗАГРЯЗНЕНИЯ ГРАФИТОВЫХ КЛАДОВ ПРОМЫШЛЕННЫХ РЕАКТОРОВ СИБИРСКОГО ХИМИЧЕСКОГО КОМБИНАТА

Бушуев А.В., Верзилов Ю.М., Зубарев В.Н., Петрова Е.В., Алеева Т.Б., Прошин И.М., Качановский А.Е. (МИФИ), Дмитриев А.М. (Госатомнадзор РФ), Захарова Е.В., Ушаков С.И. (ИФХ РАН), Николаев А.Г., Баранов И.И., Кабанов Ю.И., Колобова Э.Н. (Сибирский химический комбинат)

К настоящему времени в нашей стране выведены из эксплуатации 10 промышленных уран-графитовых реакторов. Их кладка загрязнена радионуклидами и пред-

ставляет собой важную часть радиоактивных отходов атомной промышленности. Для выбора способов и сроков обращения с графитом необходима информация о составе и уровне его загрязнения.

Условия эксплуатации реакторов были следующими: продолжительность работы составила около 30 лет, графит находился в азотной атмосфере, были инциденты с разрушением технологических каналов и многократные протечки в кладку водяного теплоносителя («мокрые» аварии). В результате сформировалось сложное по составу и объемному распределению радиоактивное загрязнение. При этом существовали два источника загрязнения: активация примесей и поступление радионуклидов при инцидентах. Количественные оценки и в том и в другом случае затруднены, поскольку данные о примесях в графите были неполные и неточные, а поступление радионуклидов в результате инцидентов носило случайный характер.

В статье представлены результаты исследований, проведенных на кладках реакторов И-1, ЭИ-2 и АДЭ-3 Сибирского химического комбината в 1996—2001 гг.

В число задач исследований входило:

- получение общей картины распределения радионуклидов в кладке реакторов, установление и объяснение закономерностей распределения отдельных радионуклидов;

- выработка подходов к оценке содержания радионуклидов в отдельных элементах и кладке в целом, построение схемы оценок, оценка содержания радионуклидов, определяющих активность графита;

- изучение корреляций между содержанием различных радионуклидов, определение возможности использования изотопных корреляций для сортировки блоков по степени их загрязнения при демонтаже кладок и других целей;

- проверка надежности и точности расчетных прогнозов загрязнения отработавшего графита;

- установление возможности применения полученной информации для оценки уровня загрязнения других уран-графитовых реакторов.

Образцы кладки отбирали с помощью перемещаемого из канала в канал устройства, позволяющего на заданной глубине путем горизонтального бурения отбирать графитовые керны. Из полученных кернов фрезой отрезали пять образцов на расстоянии 12 мм один от другого. Образцы представляли собой графитовые диски диаметром 8, толщиной 2 мм.

Для получения картины загрязнения в целом необходимо было исследовать вертикальное и радиальное распределения радионуклидов в кладке и их локальное распределение вблизи аварийных ячеек. Для получения такой информации потребовалось проанализировать не менее 160—200 образцов каждого реактора.

Содержание радионуклидов в графите определяли следующими методами: β -излучающие (^3H , ^{14}C , ^{36}Cl , ^{63}Ni , ^{90}Sr) — жидкостной сцинтилляционной спектрометрии, сцинтилляционной спектрометрии с пластмассовым детектором, радиохимическими и жидкостной сцинтилляционной спектрометрии, измерением излучения Вавилова—Черенкова; γ -излучающие (^{60}Co , ^{133}Ba , $^{134,137}\text{Cs}$, $^{152,154,155}\text{Eu}$) — γ -спектрометрии с использованием детектора на основе особоочистого германия; α -излучающие ($^{238,239,240}\text{Pu}$, $^{241,243}\text{Am}$, ^{244}Cm) — рентгеновской спектрометрии с использованием планарного детектора из особоочистого детектора, радиохимическими и α -спектрометрии с помощью $\text{Si}(\text{Au})$ -детекторов.

Сличение результатов анализа загрязнения реакторного графита из Франции, проведенное в октябре 2001 г. специалистами Центра ядерных исследований в Кадараше, Ядерного центра в Юлихе (Германия) и МИФИ, в большинстве случаев показало их согласованность, что подтвердило корректность методик, применявшихся при исследовании графита реакторов Сибирского химического комбината.

β -Излучающие нуклиды. Методика измерения содержания ^3H и ^{14}C основана на их химическом выделении из исследуемого образца графита в газообразной форме с

последующим переводом в жидкую фазу и измерением активности с помощью жидкого сцинтиллятора. Для измерения содержания ^{36}Cl и ^{63}Ni в графите использовали радиохимическую методику выделения из растворенного графита с последующим измерением активности методом жидкостцинтилляционной спектрометрии. Активность ^{90}Sr определяли по β -активности дочернего ^{90}Y с помощью двух различных методик с погрешностью не более 20%. Одна методика предполагает измельчение образца и последующее измерение β -излучения тонкого слоя графитового порошка с помощью пластмассового сцинтилляционного детектора, другая — растворение графитового образца, удаление ^{90}Y из раствора и последующее измерение накопления ^{90}Y черенковским счетчиком.

В реакторном графите ^{14}C образуется в основном по двум реакциям: $^{13}\text{C}(n, \gamma)^{14}\text{C}$ и $^{14}\text{N}(n, p)^{14}\text{C}$. Азот находится в связанном состоянии и в виде газа, заполняющего поры в графите. Пористость реакторного графита составляет около 26%. Содержание химически связанного азота в необлученном графите, определенное с помощью метода высокотемпературной экстракции, составило $(3,1 \pm 0,5)10^{-3}\%$ по массе. Исходя из этого, было установлено, что основной вклад в накопление ^{14}C в графите вносит реакция на азоте.

Результаты β -спектрометрии графитовых образцов позволили сделать следующие выводы:

активность ^{14}C в графите доминирует над активностью всех других радионуклидов; в пределах погрешности измерений ^{14}C распределен равномерно по объему отдельного графитового блока (рис. 1);

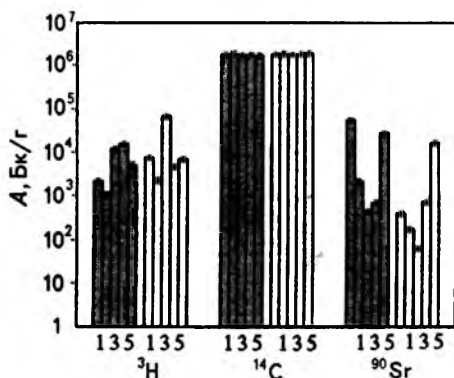
существует линейная зависимость между содержанием ^{14}C в графите и флюенсом нейтронов.

Измеренная максимальная удельная активность ^{14}C в образцах графита из кладок реакторов составляет, МБк/г: $1,8 \pm 0,4$ для реактора И-1, $1,1 \pm 0,2$ для реактора ЭИ-2, $1,0 \pm 0,2$ для реактора АДЭ-3, по расчету [1] — $4,74 \cdot 10^5$ Бк/г.

При оценке содержания ^{14}C использовали результаты измерения его активности в центре кладки и коэффициенты, учитывающие изменение потока нейтронов в вертикальном и радиальном направлениях. Активность ^{14}C в кладках И-1, ЭИ-2 и АДЭ-3 следующая, 10^{15} Бк: $1,3 \pm 0,3$, $0,80 \pm 0,17$ и $1,2 \pm 0,2$ соответственно.

Основной вклад в накопление трития в графите вносят реакции взаимодействия нейтронов с ^6Li и ^{14}N . С большой вероятностью образовавшийся тритон оставался в графитовой матрице, поскольку его средний пробег меньше размера зерен в графите и больше размера пор. Но некоторая часть тритонов, рожденных вблизи границы зерна, имела энергию, недостаточную для прохождения поры или зазора. Поэтому часть трития имела возможность остаться в газе, заполняющем поры и зазоры, и выйти с ним из кладки. По-видимому, выход трития из графита был обусловлен окислением графита, в результате чего фиксированный в нем тритий также окислялся и выносился газом.

Средняя удельная активность ^3H в кладке реактора И-1 составила $3,4 \pm 0,5$ кБк/г, ЭИ-2 — $5,4 \pm 0,8$ кБк/г, АДЭ-3 — $4,9 \pm 0,7$ кБк/г. Исходя из полученных данных и



Р и с. 1. Удельная активность радионуклидов в образцах графита из блоков реактора И-1: ■, □ — ячейка № 2516 и № 1425 соответственно

массы графита в кладке, оценено содержание ^3H , 10^{12} Бк: И-1 $4,6 \pm 0,7$, ЭИ-2 $7,6 \pm 1,1$, АДЭ-3 $9,6 \pm 1,6$. Результаты измерений сильно отличаются от расчетного прогноза [1]. Реальное содержание ^3H примерно в 200 раз меньше предсказанного, что можно объяснить его уходом из кладки во время мокрых аварий. Кроме того, обнаруженное различие обусловлено использованием завышенной первоначальной концентрации лития в графите при расчете [1]. Согласно полученным данным реальная концентрация лития в графите промышленных реакторов не превышает $10^{-6}\%$ по массе, что в 10 раз меньше, чем предполагали ранее.

В связи с высокой трудоемкостью было проанализировано лишь несколько образцов графита на содержание в них ^{36}Cl и ^{63}Ni . Измеренная активность ^{63}Ni составила $2,5 \cdot 10^2 - 2,2 \cdot 10^3$ Бк/г, ^{36}Cl — 54—110 Бк/г. Сравнение удельной активности ^{36}Cl в графите, полученной экспериментальным и расчетным путем, указывает на то, что расчет переоценивает его содержание в 100 раз. Это объясняется двумя факторами: завышенным начальным содержанием хлора, принятым в расчете, и уменьшенным содержанием в графите в процессе работы реактора. Оценка второго фактора была выполнена в работе [2], и ее значение составляет ~ 10 .

Актиноиды и продукты деления. При инцидентах, имевших место на ранних этапах работы, в кладки реакторов попало неизвестное количество урана. Частицы урана разносились водяным паром и оседали на поверхности графита как со стороны технологических каналов, так и в щелях между блоками. В процессе длительного нейтронного облучения адсорбированный на поверхности блоков уран сначала конвертировался в ^{239}Pu , который большей частью выгорал, частично превращался в более тяжелые актиноиды, включая америций и кюрий. Содержание актиноидов в образцах определяли по результатам γ -, рентгеноспектрометрических измерений (рис. 2).

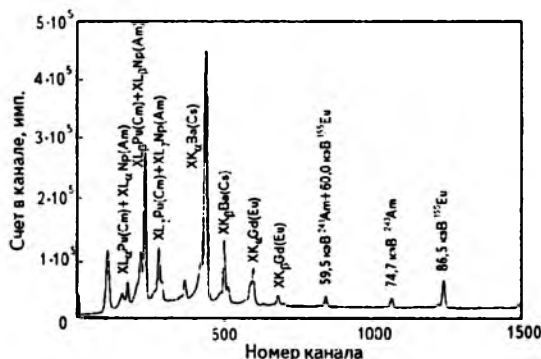


Рис. 2. Спектр γ - и рентгеновского излучения образца графита из блока реактора ЭИ-2, измеренный на планарном детекторе из особо чистого германия

Анализ результатов привел к следующим выводам:

сильнее всего загрязнены актиноидами и продуктами деления образцы, отобранные с поверхности блоков, установлено, что слой графита толщиной 2 мм определяет поверхностное загрязнение блоков;

в настоящее время наибольший вклад в активность смеси актиноидов вносит ^{244}Cm ;

распределение актиноидов и продуктов деления по высоте ячеек неравномерно, вероятно, неравномерный (пятнистый) характер загрязнения объясняется различиями в состоянии поверхности отдельных блоков (в степени деструкции поверхностного слоя) и разной шириной щелей между блоками;

содержание актиноидов и продуктов деления в образцах, которые отобраны из ячеек, соседних с аварийными, в десятки раз выше, чем в образцах из ячеек, далеких от аварийных;

Для определения изотопного состава содержащийся в графите плутоний выделяли из сильно загрязненных образцов и изготавливали источники. Затем измеряли спектр в диапазоне 10—200 кэВ, где наблюдали линии ^{238}Pu , ^{240}Pu , ^{239}Pu и ^{241}Pu , и оценивали относительное содержание.

Излучение образцов графита измеряли также в диапазоне энергии 100—1500 кэВ на коаксиальных детекторах из особо чистого германия. В полученных спектрах присутствовали линии ^{134}Cs , ^{137}Cs , ^{106}Ru , $^{154,155}\text{Eu}$ и некоторых других продуктов деления.

соотношения удельной активности $A(^{243}\text{Am})/A(^{241}\text{Am})$, $A(^{244}\text{Cm})/A(^{241}\text{Am})$ в образцах, отобранных на разной высоте, существенно различны, что можно объяснить изменением плотности потока нейтронов по высоте ячейки (табл. 1).

Т а б л и ц а 1. Зависимость относительного содержания актиноидов от флюенса нейтронов

Условный флюенс	Реактор	$A(^{243}\text{Am})/A(^{241}\text{Am})$	$A(^{244}\text{Cm})/A(^{241}\text{Am})$
0,997	И-1	$0,50 \pm 0,12$	430 ± 80
	ЭИ-2	$0,49 \pm 0,01$	270 ± 20
0,71—0,78	И-1	$0,38 \pm 0,06$	230 ± 40
	ЭИ-2	$0,31 \pm 0,01$	92 ± 3
0,5—0,55	И-1	$0,19 \pm 0,04$	74 ± 22
	ЭИ-2	$0,22 \pm 0,01$	52 ± 3
0,4—0,47	И-1	$0,15 \pm 0,02$	42 ± 6
	ЭИ-2	$0,08 \pm 0,002$	18 ± 1
0,19—0,23	И-1	$0,07 \pm 0,04$	14 ± 8

Анализ образцов плутония, выделенного из графита спустя 7—9 лет после останова реакторов, показал, что изотопный состав мало различается для разных реакторов (табл. 2). Определив содержание ^{241}Pu в момент измерения, вычислили количество ^{241}Am , образовавшегося в период между остановом реактора и измерением. Кроме того, некоторое количество ^{241}Am уже содержалось в графите на момент останова — по расчету около 20% его полного содержания на момент измерения. Суммарное значение было использовано для определения отношения $^{241}\text{Am}/^{239}\text{Pu}$.

Т а б л и ц а 2. Среднее соотношение между изотопами плутония и ^{241}Am

Изотопное отношение	Эксперимент		Расчет [1]
	И-1	ЛДЭ-3	
$^{238}\text{Pu}/^{239}\text{Pu}$	$0,057 \pm 0,004$	$0,055 \pm 0,009$	0,099
$^{240}\text{Pu}/^{239}\text{Pu}$	$0,65 \pm 0,04$	$0,68 \pm 0,08$	1,16
$^{241}\text{Pu}/^{239}\text{Pu}$	$0,19 \pm 0,01$	$0,28 \pm 0,02$	0,28
$^{241}\text{Am}/^{239}\text{Pu}$	$0,13 \pm 0,01$	$0,14 \pm 0,02$	0,18

В табл. 3 представлены результаты измерения содержания отдельных продуктов деления в поверхностном слое графитовых блоков из активной зоны реакторов. Отношения $^{134}\text{Cs}/^{137}\text{Cs}$, $^{106}\text{Ru}/^{137}\text{Cs}$ и $^{90}\text{Sr}/^{137}\text{Cs}$ в разных образцах почти одинаковы, что указывает на слабое влияние миграции продуктов деления. В табл. 3, 4, 5, 7 данные приведены на момент спустя 8 лет после останова реакторов, в табл. 8 — спустя 10 лет.

Т а б л и ц а 3. Удельная активность ^{137}Cs , ^{106}Ru , ^{90}Sr в образцах графита, отобранных с поверхности графитовых блоков

Реактор	Номер ячейки	Условный флюенс	^{137}Cs , 10^5 Бк/г	^{106}Ru , 10^3 Бк/г	^{90}Sr , 10^4 Бк/г	$^{106}\text{Ru}/^{137}\text{Cs}$, 10^{-3}	$^{90}\text{Sr}/^{137}\text{Cs}$
ЭИ-2	3425	0,46	1,38	0,65	7,4	4,8	0,54
		0,96	1,23	0,6	4,7	4,9	0,38
		0,61	32,3	14,6	160	4,5	0,48
И-1	3644	0,55	5,62	1,9	29	3,5	0,52
		0,82	3,00	1,2	17	3,8	0,57
		0,80	1,00	0,30	7,5	3,0	0,75

*Примечание. Погрешность не превышает 20%.

Анализ данных позволяет представить следующую схему загрязнения кладки актиноидами и продуктами деления:

в результате инцидентов частицы урана разносились по кладке и фиксировались на поверхности блоков;

под действием последующего длительного нейтронного облучения формировался состав загрязнения. Наблюдаемые связи между изотопным соотношением и флюенсом нейтронов свидетельствуют о том, что перемещение радионуклидов в процессе облучения было мало.

Хотя отношение $^{137}\text{Cs}/^{241}\text{Am}$ ($^{137}\text{Cs}/^{244}\text{Cm}$) изменяется по высоте ячейки в зависимости от потока нейтронов, вследствие сильных различий уровня загрязнения поверхности разных блоков невозможно учесть эту зависимость при оценке содержания. Поэтому применяли другой подход: определяли и затем использовали среднее соотношение $^{137}\text{Cs}/^{241}\text{Am}$ ($^{137}\text{Cs}/^{244}\text{Cm}$). Его значение для разных ячеек и разных реакторов близко (табл. 4). Так как прямые измерения актиноидов возможны лишь при большом загрязнении, при малом загрязнении их содержание определяли по результатам измерения ^{137}Cs с использованием корреляционных соотношений.

Т а б л и ц а 4. Корреляционные коэффициенты

Реактор	$^{137}\text{Cs}/^{241}\text{Am}, 10^2$	$^{137}\text{Cs}/^{244}\text{Cm}$
И-1	$2,0 \pm 0,3$	$4,2 \pm 1,1$
ЭИ-2	$2,5 \pm 0,3$	$4,2 \pm 0,8$
АДЭ-3	$1,8 \pm 0,2$	$6,5 \pm 0,7$

Для оценок содержания актиноидов и продуктов деления в кладках реакторов применяли следующую схему. Предполагали, что эти радионуклиды содержатся в поверхностном слое графитовых блоков толщиной 2 мм. Все ячейки в кладке были разделены на три категории по уровню загрязнения: близкие к аварийным и аварийные, удаленные от аварийных в центральной зоне кладки реактора, удаленные от аварийных в периферийной зоне и отражатель. Для каждой группы ячеек вычисляли среднее содержание ^{137}Cs и находили среднее содержание других радионуклидов с использованием корреляционных коэффициентов (табл. 5). Попытка оценок содержания актиноидов и продуктов деления в кладках промышленных реакторов была сделана в работах [1, 3]. Некоторые результаты этих работ вместе с оценками, сделанными в настоящей работе, представлены в табл. 6. Их совместное рассмотрение привело к следующим выводам:

абсолютное содержание, полученное из результатов измерений, сильно отличается от расчетов, приведенных в работах [1, 3]. Основной причиной расхождений могут являться погрешности калибровки при нейтронных измерениях, служивших основой для расчетных оценок;

экспериментально полученные соотношения между содержанием отдельных радионуклидов не противоречат их расчетным предсказаниям;

экспериментальные соотношения между содержанием этих радионуклидов в разных реакторах не сильно отклоняются от расчетных.

Т а б л и ц а 5. Содержание некоторых радионуклидов в кладках реакторов, Бк

Радионуклид	И-1	ЭИ-2	АДЭ-3
^{60}Co	$(2,6 \pm 0,6)10^{12}$	$(4,1 \pm 1,0)10^{12}$	$(8,2 \pm 2,0)10^{12}$
^{137}Cs	$(6,9 \pm 1,5)10^{12}$	$(2,1 \pm 0,5)10^{12}$	$(8,8 \pm 1,9)10^{12}$
^{90}Sr	$(4,3 \pm 1,0)10^{12}$	$(1,1 \pm 0,3)10^{12}$	$(3,1 \pm 0,7)10^{12}$
^{241}Am	$(3,4 \pm 0,8)10^{10}$	$(8,4 \pm 2,2)10^9$	$(5,0 \pm 1,1)10^{10}$
^{244}Cm	$(1,6 \pm 0,6)10^{12}$	$(5,1 \pm 1,6)10^{11}$	$(1,4 \pm 0,3)10^{12}$
^{238}Pu	$(7,4 \pm 1,9)10^{10}$	$(1,8 \pm 0,5)10^{10}$	$(1,2 \pm 0,3)10^{11}$
^{239}Pu	$(4,5 \pm 1,2)10^9$	$(1,1 \pm 0,3)10^9$	$(7,3 \pm 1,9)10^9$
^{240}Pu	$(1,1 \pm 0,3)10^{10}$	$(2,8 \pm 0,8)10^9$	$(1,8 \pm 0,5)10^{10}$
^{241}Pu (β-активность)	$(1,6 \pm 0,4)10^{12}$	$(3,9 \pm 1,1)10^{11}$	$(2,5 \pm 0,7)10^{12}$

Т а б л и ц а 6. Отношения расчетного и экспериментального содержания некоторых радионуклидов

Соотношение	И-1	ЭИ-2	АДЭ-3
$^{137}\text{Cs}_p / ^{137}\text{Cs}_v$	9,1	13,1	6,5
$^{244}\text{Cm}_p / ^{244}\text{Cm}_v$	12,7	16,5	15,0
$^{241}\text{Am}_p / ^{241}\text{Am}_v$	10,9	19,7	6,8
$^{239}\text{Pu}_p / ^{239}\text{Pu}_v$	8,1	14,6	4,6

^{60}Co . Внутри объема графитовых блоков он образовывался в результате активации примесей, в поверхностном слое — как за счет активации, так и переноса с парогазовой смесью при инцидентах. Его содержание в образцах измеряли методом γ -спектрометрии. Анализ привел к следующим выводам:

в некоторых случаях активность внутренних образцов, отобранных из разных ксенонов, а иногда и из одного, различалась в несколько раз, что можно объяснить неоднородным распределением кобальта в графите;

уровень загрязнения поверхности графитовых блоков примерно одинаков для всей кладки;

хотя активность ^{60}Co в образцах, отобранных с поверхности графитовых блоков, выше, чем в отобранных из объема, среднее соотношение между удельной активностью поверхностных и внутренних образцов невелико: для ЭИ-2 равно 4,7, для И-1 — 3,2, для АДЭ-3 — 3,1. Поэтому ^{60}Co , содержащийся во внутреннем объеме графитовых блоков, вносит основной вклад в содержание этого радионуклида в кладках;

содержание ^{60}Co в блоках из центральной части кладки и с периферии активной зоны одинаково в пределах погрешностей. Содержание ^{60}Co в объеме блоков отражателя реактора ЭИ-2 примерно в 2 раза меньше, чем в блоках активной зоны.

Основываясь на полученных данных, содержание ^{60}Co в графите из активной зоны оценено как сумма вклада поверхностного и объемного загрязнения (см. табл. 5).

Заключение. Особенность исследований состояла в широкомасштабном отборе образцов из графитовых кладок реакторов И-1, ЭИ-2, АДЭ-3 и комплексном анализе их радиоактивного загрязнения.

Перечислим главные итоги исследований:

^{14}C вносит определяющий вклад в радиоактивное загрязнение графита;

не удалось установить какой-либо закономерности в распределении ^3H . Диффузия, уход с паром при заливах кладки привели к снижению его содержания в графите;

из двух источников загрязнения кладки ^{60}Co — поступление при заливе и активации примесей превалировал второй. Различие начального содержания примеси ^{59}Co в отдельных блоках столь велико, что маскирует зависимость загрязнения ^{60}Co от распределения нейтронов в кладке;

загрязнение кладки продуктами деления и актиноидами имеет поверхностный и неравномерный характер, их содержание вблизи аварийных ячеек намного выше, чем вдали от них;

установлена корреляция между ^{137}Cs и актиноидами, определены корреляционные коэффициенты, с помощью которых по результатам измерения ^{137}Cs сделаны оценки содержания плутония, америция и кюрия в образцах из слабо загрязненных ячеек;

подтверждена возможность расчетных оценок содержания в графите некоторых важных радионуклидов (^{14}C , ^{60}Co , ^{134}Cs) при наличии достоверных данных о начальной концентрации соответствующих примесных элементов.

Как правило, погрешность отдельных измерений составляла несколько процентов, но в некоторых случаях наблюдались сильные различия между загрязнением различных образцов. Поэтому неопределенность среднего содержания радионуклида в ячейке могла достигать 50—100% (табл. 7).

Реально содержание всех радионуклидов сильно отличается от предсказанного. Продуктов деления, актиноидов, трития, ^{60}Co имеется в кладках в десятки и сотни раз меньше, чем ранее предполагалось, а это может существенно упростить задачу демонтажа кладок и понизить дозовую нагрузку его участников. Однако содержание ^{14}C в 2—3 раза больше ожидаемого, что усложнит утилизацию отработавшего графита.

Сравнение кладок трех остановленных реакторов дало сходные данные как о распределении радионуклидов, так и уровне загрязнения графита. Таким образом, полученная информация характеризует ситуацию и на других промышленных уран-графитовых реакторах, в том числе не охваченных данным исследованием. Результаты, относящиеся к накоплению радионуклидов в процессе активации примесей, пригодны для оценок загрязнения графита РБМК.

Т а б л и ц а 7. Содержание радионуклидов в кладке реактора И-1, Бк

Радионуклид	Эксперимент	Расчет [1, 3]
^{14}C	$(1,3 \pm 0,3)10^{15}$	$3,5 \cdot 10^{14}$
^{60}Co	$(2,6 \pm 0,6)10^{12}$	$4,4 \cdot 10^{14}$
^{137}Cs	$(6,9 \pm 1,5)10^{12}$	$6,4 \cdot 10^{13}$
^{239}Pu	$(4,5 \pm 1,2)10^9$	$3,6 \cdot 10^{10}$

Из табл. 8 следует, что ^{14}C в кладках российских реакторов приблизительно в 7 раз больше, чем в зарубежных. Это объясняется тем, что в качестве защитного газа, предотвращающего его окисление, использовали азот, в зарубежных реакторах — углекислый газ. Причинами различия содержания других радионуклидов могли быть различия в составе примесей, а также особенности эксплуатации реакторов.

Т а б л и ц а 8. Содержание радионуклидов в кладках отечественных и зарубежных реакторов, Бк

Реактор	^{14}C	^3H	^{60}Co
И-1	$1,3 \cdot 10^{15}$	$2,1 \cdot 10^{12}$	$2,0 \cdot 10^{12}$
ЭИ-2	$8,0 \cdot 10^{14}$	$3,3 \cdot 10^{12}$	$3,1 \cdot 10^{12}$
DR [4]	$1,2 \cdot 10^{14}$	$7,6 \cdot 10^{13}$	$9,8 \cdot 10^{14}$
AGR [5]	$1,9 \cdot 10^{14}$	$1,0 \cdot 10^{14}$	$1,6 \cdot 10^{14}$

Содержание радионуклидов в отдельных блоках различается во много раз, поэтому в случае принятия решения об их утилизации может потребоваться сортировка по степени загрязнения. Полученные в настоящей работе данные о корреляциях между отдельными радионуклидами послужат для разработки быстрого метода сортировки.

В настоящее время проводятся исследования загрязнения графитовых втулок — сменных элементов, выгруженных из указанных трех реакторов. Масса отработавших втулок сопоставима с массой графита в кладках. Однако загрязнение большей их части должно быть значительно ниже вследствие относительно короткого времени облучения и отсутствия инцидентов с разрушением топливных каналов в последние 20 лет эксплуатации реакторов. Поэтому для обращения с втулками могут быть выбраны другие сроки и технология. Например, было исследовано загрязнение втулок из ячейки 1326 реактора ЭИ-2, отдаленной от аварийных ячеек. Втулки находились в реакторе в последние 2 года его работы. По сравнению с графитом из блоков той же ячейки содержание ^{14}C оказалось меньше примерно в 13 раз, ^{137}Cs — в 320 раз, ^{60}Co — в 2,3 раза, актиноиды не обнаружены. Известно, что часть хранилищ, где втулки находятся вместе с другими радиоактивными отходами, частично заполнена водой, что могло привести к перераспределению и попаданию радионуклидов в окружающую среду. Этот вопрос требует специального исследования.

Рассматриваемый в настоящее время вариант обращения с отработавшим графитом включает:

- выдержку перед утилизацией;
- сохранение во время выдержки графитовой кладки в здании реактора;
- продолжение эксплуатации части хранилищ графитовых втулок (при необходимой модернизации хранилищ);
- перегрузку графитовых втулок и других радиоактивных отходов из другой части хранилищ, не отвечающих современным требованиям.

Результаты исследований загрязнения графита будут использованы для определения сроков демонтажа кладок, принятия решений по отдельным хранилищам, создания метода быстрой сортировки отработавших графитовых элементов по степени их загрязнения и планирования аналогичных мероприятий на других реакторах.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Буланенко В.И., Фролов В.В., Николаев А.Г. Радиационные характеристики графита снятых с эксплуатации уран-графитовых реакторов. — Атомная энергия, 1996, т. 81, вып. 4, с. 304—306.
2. Miller R., Steffes J. Radionuclide Inventory and Source Terms for the Surplus Production Reactors at Hanford. UNI-3714. Rev.1, Richland, Washington, 1987.
3. Багаев В.Д., Баранов И.И., Кабанов Ю.И. и др. Снятие с эксплуатации промышленных реакторов СХК. — Атомная энергия, 1996, т. 80, вып. 2, с. 71—73.
4. Daugherty H., Miller C. The decommissioning of eight graphite-moderated reactors. — In: Proc. Intern. Conf. on Decommissioning of Major Radioactive Facilities, London, 11—12 Oct. 1988, p. 11—20.
5. White I., Smith G., Saunders L. e.a. Assessment of Management Modes for Graphite from Reactor Decommissioning. — In: EUR9232, 1984, Contr. № DE-D-001-UK, Luxembourg, p. 119.

Поступила в Редакцию 13.02.02

УДК 621.121.551

ВОЗДЕЙСТВИЕ ТЭС НА ОКРУЖАЮЩУЮ СРЕДУ

Крылов Д.А. (Межд. центр по экологической безопасности Минатома России)

В Энергетической стратегии России на период до 2020 г. предусматривается увеличение доли использования угля в электроэнергетике и теплоснабжении с целью снизить зависимость топливно-энергетического баланса страны от газа. По оценке специалистов в перспективе удовлетворение потребности страны в угле будет связано с развитием добычи угля в Кузнецком и Канско-Ачинском бассейнах. Поскольку ТЭС, расположенные в европейской части страны, в последние годы потребляют около 80% всего природного газа, сжигаемого в отрасли, то именно в этом регионе наиболее остро встанут экологические вопросы при замещении газа углем.

В табл. 1 представлена информация о производственном травматизме на предприятиях угольной промышленности. Всего с 1993 по 2000 г. в угольной промышленности погибли 1857 человек. Из анализа табл. 1 следует, что при использовании на ТЭС угля, добытого в шахтах, показатели травматизма значительно превышают показатели для угля, добытого в угольных разрезах.

В табл. 2 приведены показатели частоты травмирования персонала угольной промышленности в числе смертельных случаев на производство на угольных ТЭС 1 ГВт·год электроэнергии. К.п.д. преобразования топлива в электричество на ТЭС принят в расчетах равным 35%.

Расчетные показатели числа пострадавших со смертельным исходом для персонала газовой промышленности на производство электроэнергии на ТЭС, сжигающих природный газ, составили 0,18—0,21 число случаев/(ГВт·год). В расчетах использованы данные о пострадавших со смертельным исходом ОАО «Газпром» в 1998—2000 гг.: в