

ИЗУЧЕНИЕ РАДИОАКТИВНОГО ЗАГРЯЗНЕНИЯ ГРАФИТА РБМК-РЕАКТОРА

М. Д. Бондарьков¹, И. Н. Вишневский², В. А. Желтоножский²,
М. В. Желтоножская², А. И. Липская²

¹ Международная радиозэкологическая лаборатория
Международного Чернобыльского центра, Славутич
² Институт ядерных исследований НАН Украины, Киев

Впервые проведены комплексные β -спектрометрические и радиометрические исследования, γ - и рентгеновская спектрометрия образцов графита марки ГРП-2-125, отобранных из пяти ячеек реактора № 2 ЧАЭС. Анализ полученных результатов показал, что радионуклид ^{14}C является единственным изотопом в облученном реакторном графите, на основе которого следует проводить сравнения с результатами экспериментальных и расчетных исследований активности графита. Нуклиды ^3H и ^{36}Cl распределены однородно по образцам. Остальные радионуклиды распределены неоднородно. Для ^{60}Co , ^{90}Sr и ^{137}Cs обнаружена неоднородность распределения в пределах одного образца. Наличие изотопов ^{137}Cs и $^{154,155}\text{Eu}$ указывают на загрязнение продуктами деления. В целом отмечено, что активность облученного графита ГРП-2-125 определяется, прежде всего, содержанием ^{14}C , а также содержанием радионуклидов примесного и технологического происхождения (^3H , ^{36}Cl , ^{55}Fe , ^{60}Co , ^{63}Ni , $^{93\text{m}}\text{Nb}$, ^{94}Nb , ^{133}Ba , ^{134}Cs) и продуктов деления топлива (^{90}Sr , ^{137}Cs , ^{154}Eu , ^{155}Eu).

Введение

В настоящее время Чернобыльская АЭС (ЧАЭС) выводится из эксплуатации. Для разработки планов дальнейших работ по снятию энергоблоков с эксплуатации необходимо иметь оценки состава и величины активности радионуклидов, накопленных за время эксплуатации блока в конструкционных материалах и строительных конструкциях, и прежде всего должен быть рассмотрен основной источник образования радионуклидов – конструкции реактора.

Особенно актуальным стоит выбор способов и сроков обращения с графитом, так как его количество может превышать 10^4 т. Однако до настоящего времени задача обращения с облученным реакторным графитом, как с радиоактивными отходами (РАО), не имеет удовлетворительного решения. Это обусловлено, главным образом, следующими обстоятельствами:

большими объемами и высокой активностью графита, подлежащего захоронению; значительным количеством долгоживущих изотопов ^3H , ^{14}C , ^{36}Cl , ^{41}Ca , образовавшихся в графите в процессе эксплуатации;

при утилизации графита с большой вероятностью возможно попадание в окружающую среду радионуклидов ^3H , ^{14}C , ^{36}Cl , которые легко внедряются в жизненный цикл человека и являются поэтому экологически опасными;

наличием продуктов деления топлива и трансурановых изотопов, которые попадают в графит в результате технологических инцидентов.

Поэтому задача получения достоверных данных об изотопном составе и активности реакторных конструкций чрезвычайно актуальна. Следует отметить, что по различным расчетным оценкам [1, 2] и для различных временных промежутков после остановки блоков доля графитовой кладки и графитовых элементов каналов в общем объеме РАО реактора может колебаться в пределах до 80 %. При этом именно графитовые элементы реактора, имеют наибольшую неопределенность исходного изотопного состава. Поэтому только экспериментальное определение изотопного состава и активности образцов графита, подвергшихся облучению, может дать необходимую “точку отсчета” и привязать к ней полученные расчетные данные. Это позволит ретроспективно откорректировать исходный состав примесей и повысить точность расчетных оценок активности в целом по реактору.

Нами проведены экспериментальные исследования образцов графита из 2-го блока ЧАЭС. Условия эксплуатации этого реактора были следующими: продолжительность работы составила около 13 лет, графит находился в азотно-гелиевой атмосфере, были инциденты, связанные с протечками в кладку водяного теплоносителя. Технологические каналы, графитовые элементы которых исследовали, были расположены на плато активной зоны (АЗ) и все имели энерговыработку, близкую к средней для зоны плато (~ 7000 МВт · сут/канал). Пробы были отобраны из различных участков по высоте АЗ (в основном из центра АЗ и района с максимальным флюенсом нейтронов). После окончания облучения (03.08.91) образцы графита находились в воде бассейна выдержки топливных кассет (БВТК) при температуре 40 - 60 °С до момента их извлечения (20.10.02). В результате сформировалось сложное по составу и объемному распределению радиоактивное загрязнение. При этом можно выделить два основных источника загрязнения:

активация примесей нейтронами;

поступление радионуклидов при инцидентах во время эксплуатации реактора.

Не следует забывать и о внешнем загрязнении графита радионуклидами коррозионного происхождения, имеющимися в воде БВТК либо попавшими в графит во время операций по его снятию с технологического канала (ТК), хотя оно и представляется маловероятным. Количественные оценки во всех этих случаях затруднены, поскольку данные о примесях в графите были неполные и неточные, а поступление радионуклидов в результате инцидентов и при последующем хранении в БВТК носило случайный характер. Тем не менее, по данным [3, 4], основное поступление долгоживущих радионуклидов связано с процессами активации примесей, поэтому данный вопрос требует отдельного рассмотрения.

Методы измерения содержания отдельных радиоактивных изотопов в образцах графита

Примеси в реакторном графите включают большое число (до 30) распространенных в природе элементов с концентрацией 10^{-4} - 10^{-6} % по массе, многие из которых в результате (n, γ)-, (n,p)-, (n, α)-, (n,2n)-, (n,t)-реакций образуют долгоживущие радионуклиды. Наряду с этой группой радионуклидов в графите присутствуют актиноиды и продукты деления.

По данным [3, 4], основное поступление долгоживущих радионуклидов связано с процессами активации примесей, в том числе адсорбированных в процессе эксплуатации реактора. Определение исходного состава примесей в графите конкретного реактора представляет собой серьезную задачу, которую невозможно решить без проведения специальных исследований. Это связано с тем обстоятельством, что содержание многих примесей в реакторном графите не нормируется и, соответственно, не контролируется в процессе его изготовления, так как "ядерную чистоту" графита определяют по суммарному поглощению нейтронов [5]. Вследствие этого для разных партий графита может быть значительный разброс в содержании примесей, который зависит от завода-изготовителя, степени очистки сырья, технологии очистки и т.д. Поэтому информация о составе и содержании примесей в реакторном графите, имеющаяся в технической литературе, зачастую весьма противоречива. Так, содержание одних и тех же примесей в графите ГР-280 (графит кладки) по данным [5] для отдельных изотопов может изменяться в пределах двух порядков.

Широкий спектр изотопов и довольно жесткие требования к точности определения содержания каждого нуклида поставили целый ряд проблем, связанных с выбором и отработкой отдельных методик. Изотопы ^3H , ^{14}C , ^{63}Ni и ^{90}Sr являются чистыми β -излучателями. Все другие нуклиды распадаются с испусканием γ - и K_x -излучения. Поэтому нами проводились β -спектрометрические и радиометрические исследования, γ - и рентгеновская спектрометрия. Для измерения β -спектров были изготовлены NaI(Tl)-детекторы с тонким входным окном и с кристаллом толщиной ≤ 1 мм. Для анализа β -спектров была разработана специальная программа, позволяющая вписыванием "калибровочного β -спектра" разделить β -компо-

лить вклад каждого изотопа. В некоторых случаях, исходя из граничных энергий β -спектра изотопа и его вклада в общую активность, можно сделать полукачественную оценку вклада данного изотопа в суммарный спектр, но все же для точного определения, как правило, необходима радиохимия. Исключением для данных образцов является ^{90}Sr , для которого нам удалось адаптировать разработанную нами ранее нерадиохимическую методику [6]. На основе этой методики были измерены удельные активности ^{36}Cl и ^{90}Sr . Удельные активности радиометрическим методом измерялись на установке *Uberline*, которая откалибрована в режимах измерения ^{14}C и ^{63}Ni .

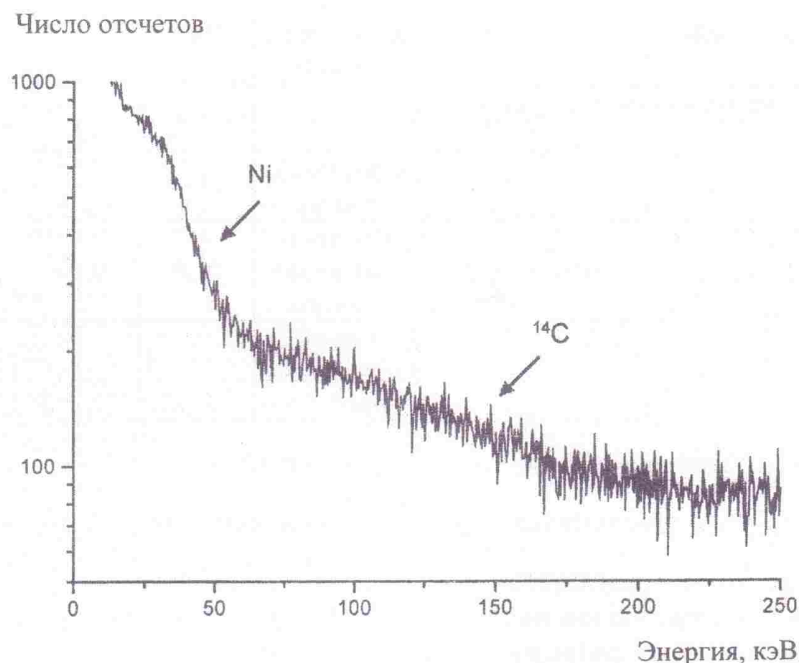


Рис. 2. Участок β -спектра образца графита с основным вкладом ^{63}Ni .

Точность измерений γ -активности и ^{55}Fe составляет 5 - 10 % в зависимости от набранной статистики фото- и K_{α} -пикув, а точность измерения β -излучателей, как правило, не превышает 20 %.

Полученные результаты приведены в табл. 1 и 2.

Таблица 1

№ пробы	Удельная активность, Бк/г				№ пробы	Удельная активность, Бк/г			
	^3H	^{14}C	^{36}Cl	^{60}Co		^3H	^{14}C	^{36}Cl	^{60}Co
1	500	1800	170	1727	9	1170	13100	1900	2191
2	900	6800	720	1453	10	650	12100	1450	3366
3	228	4600	710	114	11	410	5200	760	1267
4	1200	12500	1430	1930	12	780	14400	1700	5734
5	2900	23900	3400	13600	13	530	8100	910	1981
6	600	5800	610	1000	14	1050	18500	1170	3023
7	650	9200	1370	1338	15	670	6900	400	6560
8	1100	15200	1500	4600					

	Удельная активность, Бк/г					Удельная активность, Бк/г			
	³ H	¹⁴ C	³⁶ Cl	⁴¹ Ca		⁵⁵ Fe	⁵⁹ Ni	⁶⁰ Co	⁶³ Ni
Среднее по пробам	889	10540	1213	0,33	Среднее по пробам	112	1,64	3326	186
Процентный вклад изотопа	5,4	64	7,3	0,002	Процентный вклад изотопа	0,68	0,01	20	1,1
Расчет активности графита	6140	38900	–	46,3	Расчет активности графита	7840	–	10700	1320
	Удельная активность, Бк/г					Удельная активность, Бк/г			
	⁹⁰ Sr	⁹³ Nb	¹⁰⁸ Ag	¹³³ Ba		¹³⁴ Cs	¹³⁷ Cs	¹⁵⁴ Eu	¹⁵⁵ Eu
Среднее по пробам	115	45	2,6	38	Среднее по пробам	13	40	15	7,7
Процентный вклад изотопа	0,70	0,27	0,016	0,23	Процентный вклад изотопа	0,08	0,24	0,09	0,05
Расчет активности графита	–	–	–	–	Расчет активности графита	–	–	518	144

Примечание. Данные о расчете активности взяты из [2].

Полученные результаты и их анализ

Как правило, анализ результатов исследований выполняется с целью проверки достоверности полученных результатов на основе их сравнения с имеющимися экспериментальными и /или теоретическими данными и выяснения причин расхождения, если к этому появился повод.

В данном случае комплексные экспериментальные исследования радиоактивности графита марки ГРП-2-125 были выполнены впервые. Здесь необходимо отметить, что ранее персоналом ЧАЭС была выполнена работа [7], в которой экспериментально было оценено содержание некоторых γ -излучающих радионуклидов в графите ГРП-2-125. Однако эти оценки имеют весьма ограниченный характер и не могут служить основой для каких-либо обобщений и выводов, так как исследовался только один образец, отобранный из реактора № 3 ЧАЭС. Помимо этой работы мы можем в определенной степени ориентироваться только на экспериментальные исследования графитовой кладки реакторов Сибирского химического комбината (СХК) [3], а также на результаты расчета активности графита ГРП-2-125 реакторов № 1 и № 2 ЧАЭС, выполненные РНЦ КИ [1] и СЛАМИТ [2]. Однако графит кладки реакторов СХК отличается от графита ГРП-2-125 как по составу и содержанию примесей, так и по условиям эксплуатации, что затрудняет прямое сравнение. Расчеты активности графита ГРП-2-125 реактора № 1, выполненные РНЦ КИ [1], имеют существенные ошибки, связанные, прежде всего, с использованием необоснованных данных о составе и содержании примесей, как было показано в [7], а расчеты СЛАМИТ [2], в свою очередь, нуждаются в экспериментальной проверке. В условиях отсутствия прямой сравнительной базы считаем, что главной целью анализа полученных результатов должно быть их обоснование, основанное на выявлении закономерностей и проверке их адекватности.

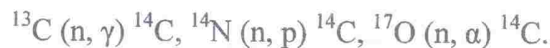
Усредненные результаты исследований образцов графитовых элементов технологических каналов реактора 2-го энергоблока ЧАЭС и их сравнение с расчетными данными, полученными в работах [1] и [2], приведены в табл. 2. При этом данные [1] нормировались на отношение средней энерговыработки каналов плато 1-го и 2-го энергоблоков ЧАЭС, принятое равным 1,3.

Наиболее трудно проанализировать влияние исходного состава и содержания примесей на суммарную активность графита. Основная проблема связана с неконтролируемой в процессе изготовления неоднородностью в содержании и распределении примесей как в пределах партии изделий, так и в пределах одного изделия. Если рассматривать с этой точки зрения наши результаты, то обнаруженные 16 радионуклидов можно распределить по четырем группам в зависимости от причин и условий их образования:

- I – ^{14}C ;
 II – ^3H , ^{36}Cl , ^{41}Ca , ^{55}Fe , ^{59}Ni , ^{60}Co , ^{63}Ni , ^{108}Ag , ^{133}Ba ;
 III – ^{90}Sr , ^{134}Cs , ^{137}Cs , ^{154}Eu , ^{155}Eu ;
 IV – $^{93\text{m}}\text{Nb}$.

Нуклиды I и II групп образуются в результате протекания ядерных реакций на ядрах-предшественниках исходного состава. При этом нуклиды II группы образуются за счет исходных примесей в графите (“примесные” радионуклиды). К III группе относятся продукты деления топлива, которые попали в графит в результате технологических аварий и/или вследствие возможного наличия в графите следов урана, на что указывается в [8]. Нуклид IV группы не свойственен графиту и обнаружен впервые. Его появление может быть следствием двух причин: во-первых, $^{93\text{m}}\text{Nb}$ является продуктом деления топлива, во-вторых, возможна диффузия ниобия со стороны канала (состав сплава 97,5 % Zr – 2,5 % Nb), так как исследованные кольца имели плотный контакт с циркониевой трубой. В пользу второго предположения говорит следующий факт: выход $^{93\text{m}}\text{Nb}$, как продукта деления, по отношению к ^{137}Cs составляет ~ 0,001 % [9], а в наших образцах соотношение активностей $^{137}\text{Cs}/^{93\text{m}}\text{Nb} \sim 1$. Поэтому будем рассматривать причину появления $^{93\text{m}}\text{Nb}$ в графите как “технологическую”, которая и будет определять значительную неоднородность распределения $^{93\text{m}}\text{Nb}$ по образцам.

Выделение ^{14}C в отдельную группу связано с тем обстоятельством, что источником его образования помимо исходных, «связанных» с графитом, примесей N_2 и O_2 могут быть “технологические” примеси, которые попадают в графит вследствие адсорбции атомов (молекул) азота, входящего в состав газовых смесей, используемых для продувки графитовой кладки РБМК и промышленных уран-графитовых реакторов. Корректные оценки вклада адсорбированного азота в образование ^{14}C на сегодня отсутствуют. В работе [10], например, предлагается учитывать азот в порах графита путем введения коэффициента 1,5 - 2. Оценка максимально возможного количества адсорбированного азота в работе [7] показала 14-кратное увеличение активности ^{14}C . Основными каналами образования ^{14}C в графите являются реакции



Изотоп ^{13}C (природное содержание – 1,1 %) не может рассматриваться как примесный, так как углерод является матрицей графита. Однако наибольший вклад в образование ^{14}C дает реакция на азоте. Следовательно, однородность распределения ^{14}C по графиту будет зависеть в значительной степени от однородности распределения азота. К сожалению, экспериментальные данные по распределению связанного азота в графите ГРП-2-125 отсутствуют.

Анализ данных по всем измеренным пробам позволяет предположить, что изотоп ^{14}C в графите ГРП-2-125 должен быть распределен равномерно.

Анализ распределения радионуклидов по исследованным образцам показывает, что среди изотопов II группы ^{41}Ca , ^{59}Ni , ^{60}Co , $^{108\text{m}}\text{Ag}$, ^{133}Ba явно имеют неоднородное распределение по образцам, а ^{60}Co – в пределах одного образца. Такая же особенность в распределении ^{60}Co была обнаружена в графите кладки реакторов СХК, но до сих пор не получила удовлетворительного объяснения. Одной из основных версий является загрязнение графитовой кладки ^{60}Co , содержащимся в воде. Однако для однозначных выводов необходимо более тщательное исследование по всей зоне реактора, так как расхождение на два порядка (см. табл. 2) в такой версии вряд ли возможно.

Качественное рассмотрение результатов исследований позволило установить нуклиды с ярко выраженной неоднородностью распределения по образцам: ^{41}Ca , ^{60}Co , $^{93\text{m}}\text{Nb}$, ^{94}Nb , $^{108\text{m}}\text{Ag}$, ^{133}Ba , ^{134}Cs , ^{137}Cs , ^{154}Eu , ^{155}Eu . Однако остается открытым вопрос об однородности распределения ^3H , ^{14}C , ^{36}Cl , ^{55}Fe , ^{63}Ni , ^{90}Sr .

В табл. 2 приведены экспериментальные и расчетные значения удельных активностей некоторых изотопов.

Из приведенных данных следует, что расхождения значительны и причина расхождений, скорее всего, имеет принципиальный характер. В частности, в работе [3] указывается, что измеренная удельная активность ^{14}C в графитовых втулках реактора СХК (аналог наших колец по положению в активной зоне) по сравнению с графитовым блоком из той же ячейки оказалась в ~13 раз меньше. На наш взгляд, причина столь значительной разницы в активности ^{14}C в блоке и втулке может быть связана со следующим обстоятельством. Активация графита происходит, в основном, за счет тепловых нейтронов, а, как известно [11], в топливных ячейках имеет место “провал” потока тепловых нейтронов, что, по-видимому, и обуславливает наблюдаемую разницу. Для расчета же спектра нейтронов система “топливо - вода - канал - графитовое кольцо - газовый зазор - графитовая кладка” представляет серьезную проблему, что, возможно, и предопределило результаты расчета [2].

В заключение проведем сравнение с результатами экспериментальных измерений активности кольца графита из реактора № 3 [7]. Результаты работы [7] были пересчитаны на 11 лет выдержки и приведены к энерговыработке наших образцов (7000 МВт · сут), а наши данные представлены результатами измерений также для одного кольца, взятого с отметки на 2 м ниже активной зоны, как и в [7]. В табл. 3 приведены экспериментальные удельные активности графита ГРП-2-125 реакторов № 2 и № 3, Бк/г.

Таблица 3

	^{60}Co	^{134}Cs	^{137}Cs	^{154}Eu	^{155}Eu
Реактор № 2	2200 ± 110	5,0 ± 0,3	12,0 ± 0,6	0	0
Реактор № 3 [7]	3900 ± 250	6 ± 2	100 ± 70	110 ± 40	40 ± 20

Учитывая, что мы рассматриваем нуклиды, которые распределены весьма неоднородно по образцам, можно сказать, что имеет место неплохое согласие для ^{60}Co и хорошее для ^{134}Cs . Необходимо учитывать также тот факт, что γ -спектрометрические измерения в [7] были выполнены на довольно массивном образце, что заранее предопределило их завышенную удельную активность по сравнению с измерениями на “точечном” образце.

Заключение

Нами впервые выполнены комплексные исследования радиоактивности графита марки ГРП-2-125, отобранного из пяти ячеек реактора № 2 ЧАЭС.

Анализ полученных результатов по содержанию радионуклидов показал, что они не имеют внутренних противоречий.

Результаты исследования содержания радионуклидов показали, что в пределах погрешности измерений нет оснований считать, что нуклиды ^3H и ^{36}Cl распределены неоднородно по образцам. Остальные радионуклиды распределены неоднородно. Для ^{60}Co , ^{90}Sr и ^{137}Cs обнаружена неоднородность распределения в пределах одного образца. Наличие изотопов ^{137}Cs и $^{154,155}\text{Eu}$ указывают на загрязнение продуктами деления.

Вероятно, загрязнение графита ГРП-2-125 продуктами деления топлива является следствием разгерметизации каналов в процессе эксплуатации.

В целом можно отметить, что активность облученного графита ГРП-2-125 определяется, прежде всего, содержанием ^{14}C , а также содержанием радионуклидов примесного и технологического происхождения (^3H , ^{36}Cl , ^{55}Fe , ^{60}Co , ^{63}Ni , $^{93\text{m}}\text{Nb}$, ^{94}Nb , ^{133}Ba , ^{134}Cs) и продуктов деления топлива (^{90}Sr , ^{137}Cs , ^{154}Eu , ^{155}Eu).

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. *Расчет радиоактивности и радиационных характеристик оборудования и элементов конструкций реакторной установки энергоблока № 1 Чернобыльской АЭС после его окончательного останова: (Заключ. отчет) / РНЦ "Курчатовский институт". - Славутичская лаборатория международных исследований и технологий, 1999.*
2. *Расчет изотопного состава и радиационных характеристик оборудования и конструктивных элементов реактора энергоблока № 2 Чернобыльской АЭС: (Заключ. отчет) / Славутичская лаборатория международных исследований и технологий. - Славутич, 2001.*
3. *Бушуев А.В., Верзилов Ю.М., Зубарев В.Н. и др. Экспериментальное изучение радиоактивного загрязнения графитовых кладок промышленных реакторов Сибирского химического комбината // Атомная энергия. - 2002. - Т. 92, вып. 6. - С. 477 - 485.*
4. *Буланенко В.И., Фролов В.В., Николаев А.Г. Радиационные характеристики графита снятых с эксплуатации уран-графитовых реакторов // Там же. -1996. - Т. 81, вып. 4. - С. 304 - 307.*
5. *Виргильев Ю.С. Примеси в реакторном графите и его работоспособность // Там же. - 1998. - Т. 84, вып.1. - С.7 - 15.*
6. *Бондарьков М.Д., Бондарьков Д.М., Желтоножский В.А. и др. Метод измерения концентрации ^{90}Sr в биологических объектах и пробах грунта без радиохимии // Зб. наук. праць Ін-ту ядерних досл. - 2002. - № 2(8). - С. 162 - 167.*
7. *Антропов А.С., Гарин Е.В., Петров В.В. и др. Сравнительный анализ расчетных и экспериментальных оценок активности конструкций реакторов Чернобыльской АЭС // Ядерная и радиационная безопасность. - 2000. - № 4. - С. 42 - 49.*
8. *Бушуев А.В., Зубарев В.Н., Прошин И.М. Состав и содержание примесей в графите промышленных реакторов // Атомная энергия. - 2002. - Т. 92, вып. 4. - С. 298 - 302.*
9. *Радиационные характеристики облученного ядерного топлива: Справ. - М.: Энергоатомиздат, 1983. - 384 с.*
10. *Бушуев А.В., Верзилов Ю.М., Зубарев В.Н. и др. Определение количественного содержания ^3H и ^{14}C в реакторном графите // Атомная энергия. - 1992. - Т. 73, вып. 6. - С. 446 - 450.*
11. *Бартоломей Г. Г., Бать Г. А. и др. Основы теории расчета ядерных энергетических реакторов. - М.: Энергоиздат, 1982. - 511 с.*

ВИВЧЕННЯ РАДІОАКТИВНОГО ЗАБРУДНЕННЯ ГРАФІТУ РБМК-РЕАКТОРА

М. Д. Бондарков, І. М. Вишневський, В. О. Желтоножський, М. В. Желтоножська, А. І. Липська

Уперше проведено комплексні β -спектрометричні та радіометричні дослідження, γ - та рентгенівську спектрометрію зразків графіту марки ГРП-2-125, відібраних із п'яти осередків реактора № 2 ЧАЕС. Аналіз отриманих результатів показав, що радіонуклід ^{14}C є єдиним ізотопом в опромінену реакторному графіті, на основі якого потрібно проводити порівняння з результатами експериментальних та розрахункових досліджень активності графіту. Нукліди ^3H і ^{36}Cl розподілені однорідно по зразках. Інші радіонукліди розподілені неоднорідно. Для ^{60}Co , ^{90}Sr і ^{137}Cs виявлено неоднорідність розподілення в межах одного зразка. Наявність ізотопів ^{137}Cs і $^{154,155}\text{Eu}$ вказують на забруднення продуктами поділу. У цілому відмічено, що активність опроміненого графіту ГРП-2-125 визначається, перш за все, вмістом ^{14}C , а також вмістом радіонуклідів домішкового й технологічного походження (^3H , ^{36}Cl , ^{55}Fe , ^{60}Co , ^{63}Ni , $^{93\text{m}}\text{Nb}$, ^{94}Nb , ^{133}Ba , ^{134}Cs) та продуктів поділу палива (^{90}Sr , ^{137}Cs , ^{154}Eu , ^{155}Eu).

RESEARCH OF RADIOACTIVE CONTAMINATION OF RBMK-REACTOR GRAPHITE

M. D. Bondarkov, I. N. Vishnevsky, V. A. Zheltonozhsky, M. V. Zheltonozhskaya, A. I. Lipskaya

For the first time integrated β -spectrometric and radiometric investigations, γ - and X-ray spectrometry of GRP-2-125 graphite from ChNPP Unit 2 were carried out. An analysis of obtained data has shown that it is necessary to carry out the comparison with experimental and calculated results of graphite activity research only on the basis of radioactive nuclide ^{14}C from irradiated reactor graphite. Nuclides ^3H and ^{36}Cl distributed uniformly among the samples. The others nuclides distributed inhomogeneous. Inhomogeneous distribution was detected for ^{60}Co , ^{90}Sr and ^{137}Cs only in one sample. Presence of ^{137}Cs and $^{154,155}\text{Eu}$ indicated a contamination of fissions products. Activity of irradiated GRP-2-125 graphite was defined of ^{14}C content as well as of content of radioactive nuclides of impurity and technological origin (^3H , ^{36}Cl , ^{55}Fe , ^{60}Co , ^{63}Ni , $^{93\text{m}}\text{Nb}$, ^{94}Nb , ^{133}Ba , ^{134}Cs) and fuel fission products (^{90}Sr , ^{137}Cs , ^{154}Eu , ^{155}Eu).

Поступила в редакцію 08.07.05,
после доработки – 07.11.05.