

ИССЛЕДОВАНИЕ РАДИАЦИОННЫХ ХАРАКТЕРИСТИК КОРПУСА РЕАКТОРА И ВКУ ОСТАНОВЛЕННОГО ДЛЯ ПОДГОТОВКИ К ВЫВОДУ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ БЛОКА №3 НОВОВОРОНЕЖСКОЙ АЭС С РУ ВВЭР-440

С. С. Селькин¹, Д. А. Шаров¹, Р. В. Плеханов¹, Д. Ю. Ерак², К. Б. Казенов², В. Н. Кочкин²,
Е. Н. Познырев², А. А. Решетников², А. М. Тимофеев², А. П. Маматов³

¹АО «Всероссийский научно-исследовательский институт по эксплуатации атомных электростанций», Москва

²ФГБУ НИЦ «Курчатовский институт», Москва

³Филиал АО «Концерн Росэнергоатом» «ОДИЦ», Нововоронеж, Воронежская область

Статья поступила в редакцию 21 ноября 2023 г.

С целью прогнозирования объемов образования и характеристик активированных средне- и высокоактивных радиоактивных отходов при выводе из эксплуатации блока №3 Нововоронежской АЭС выполнены расчетные и экспериментальные исследования радиационных характеристик корпуса реактора и внутрикорпусных устройств. Расчеты проводились методом Монте-Карло с применением двух программ для ЭВМ: MСU-6 и Serpent. Полученные расчетные значения удельной активности радионуклидов сопоставлены с результатами лабораторных исследований проб металла выгорядки, корпуса реактора и канала для нейтронных измерений (КНИ).

Ключевые слова: наведенная активность, ВВЭР-440, метод Монте-Карло, спектрометрия, верификация, вывод из эксплуатации, радиоактивные отходы.

Введение

Основной объем средне- и высокоактивных радиоактивных отходов (РАО), образующихся при выводе из эксплуатации блока атомной станции (АС), формируют активированные в нейтронных полях корпус реактора и внутрикорпусные устройства (ВКУ). Для корректной организации работ по демонтажу, фрагментации этих конструкций и кондиционированию образующихся при этом РАО требуется детальная информация об их радиационных характеристиках. В 2019–2021 гг. выполнен комплекс работ по характеризации корпуса реактора и ВКУ выводимых из эксплуатации

блоков №1 и 2 и остановленного блока №3 Нововоронежской АЭС с оценкой объемов образующихся при демонтаже реакторной установки (РУ) РАО второго класса и возможности их размещения в пункте временного хранения.

В статье представлены результаты расчетного определения удельной активности радионуклидов в элементах РУ блока №3 Нововоронежской АЭС, а также их сопоставление с результатами лабораторных исследований проб металла выгорядки, корпуса реактора и канала нейтронных измерений (КНИ).

Основные характеристики блока № 3 Нововоронежской АЭС

Блок № 3 включает пилотную РУ типа ВВЭР-440 проекта В-179, которая относится к типу корпусных реакторов на тепловых нейтронах, где замедлителем и теплоносителем является химически чистая обессоленная вода. Активная зона ВВЭР-440 набрана из 349 шестигранных кассет, часть которых используются как рабочие органы системы управления и защиты реактора. Внутри кожуха рабочей кассеты смонтировано по треугольной решетке 126 стержневых тепловыделяющих элементов, сердечник которых представляет собой таблетки из UO_2 с проектным начальным обогащением 3,3% [1].

Физический пуск блока осуществлен в декабре 1971 года. Он отработал проектный срок в 30 лет с продлением на 15 лет и был остановлен для вывода из эксплуатации 25 декабря 2016 года.

РУ ВВЭР-440 включает в себя следующие элементы, подверженные воздействию потоков нейтронов: корпус реактора, блок защитных труб, а также КНИ, внутрикорпусную шахту реактора, выемную корзину, тепловой экран, днище шахты, кольцевой бак, бетон биологической защиты. В статье рассматриваются наиболее активизируемые области корпуса реактора, КНИ и выемной корзины, для которых проведены расчеты и лабораторные исследования содержания радионуклидов.

Расчетная модель

Оценка наведенной активности элементов РУ выполнялась путем моделирования переноса нейтронов и расчета изменения изотопного состава элементов РУ при облучении с применением программ для ЭВМ MCU-6 [2], [3] и Serpent [4], реализующих метод Монте-Карло.

Такой подход является общепринятым и соответствует рекомендациям МАГАТЭ [8], а также предусмотрен национальным стандартом ГОСТ Р 59968-2021 [12].

При моделировании изменения изотопного состава учитывались только нейтронные реакции на ядрах. Вклад других процессов, в том

числе связанных с взаимодействием бета- и гамма-излучения с материалами, считался незначительным и не принимался во внимание. Весь временной период эксплуатации реактора разбивался на интервалы в соответствии с графиком тепловой мощности реактора, для каждого из них последовательно решались следующие уравнения:

- однородное условно-критическое уравнение переноса нейтронов, решением которого являются коэффициент их размножения, скорости реакций и плотности потока в материалах рассматриваемой системы;
- система уравнений изотопной кинетики, решением которой является нуклидный состав материалов.

Для моделирования переноса нейтронов сформирована расчетная полномасштабная модель РУ ВВЭР-440 блока № 3 Нововоронежской АЭС, которая предполагала гетерогенную загрузку активной зоны свежим топливом, не выгорающим в процессе эксплуатации. Использовался реальный график мощности реактора в процессе эксплуатации.

Важнейшим параметром, определяющим наведенную активность, наряду с накопленным флюенсом нейтронов, является химический состав конструкционных материалов [8]. Корпус реактора изготовлен из теплостойкой перлитной стали 48ТС [5], внутриреакторные устройства, включая КНИ — из аустенитной нержавеющей стали 08X18Н10Т [6], а кольцевой бак — из СтЗсп [7]. Химический состав материалов, согласно ГОСТ и ТУ, приведен в табл. 1.

Достоверная информация о содержании в сталях кобальта отсутствует. Тем не менее существенный вклад в наведенную активность при эксплуатации вносит ^{60}Co , который образуется при активации корпуса реактора и ВКУ. Данный нуклид генерируется в основном по реакции радиационного захвата нейтронов стабильным изотопом ^{59}Co , примесь которого присутствует в конструкционных материалах РУ.

Отсутствие достоверной информации о содержании активизируемых примесей приводит к значительному росту неопределенности результатов расчетов наведенной активности.

Таблица 1. Элементный состав сталей в процентах

Марка стали	C	Si	Mn	Cr	Ni	Mo	V	P	S	Co	Cu
48ТС	0,13–0,18	0,17–0,37	0,3–0,6	2,5–3,0	<0,4	0,6–0,8	0,25–0,35	0,02	0,02	<0,025	–
08X18Н10Т	0,03–0,06	<0,8	1,0–2,0	17,0–19,0	10,0–11,0	3,0	–	0,035	0,02	–	–
СтЗсп	0,14–0,22	0,15–0,30	0,40–0,65	0,3	0,3	–	–	0,05	0,05	–	0,3

Данные о материальном составе сталей, приведенные в табл. 1, использовались в качестве исходных для первой итерации расчета состава облученных элементов (систем) энергоблока.

Для определения реальных значений примесей активируемых элементов в материалах реакторной установки исследовался химический состав образцов стали корпуса реактора, КНИ и выгородки блока № 3. Стоит отметить, что проводился анализ облученных образцов. По его результатам и сопоставлению с итогами вычислений, полученных на первой итерации, выполнялась корректировка начального изотопного состава для проведения уточняющего расчета. Детальные результаты химического анализа проб металла приведены ниже в разделе «Лабораторные исследования».

Исследование содержания примесей в лабораторных образцах показало, что в основном металле корпуса реактора разброс значений массовых долей элементов соответствует неопределенности экспериментального метода и при дальнейшем изучении данный материал можно считать однородным по содержанию примесей.

В сварном шве корпуса реактора наблюдается разброс, выходящий за пределы неопределенности измерений, что обусловлено технологией его изготовления. Однако данная область занимает незначительную долю облучаемой части корпуса реактора, поэтому при анализе активации материала корпуса реактора этот материал не учитывался.

Таблица 2. Значения массовых долей химических элементов в стали 48ТС корпуса реактора, принятые для расчетных оценок

Образец	Массовая доля элементов, %							
	V	Cr	Mn	Fe	Co	Ni	Cu	Mo
Среднее знач.	0,295	2,850	0,438	95,417	0,012	0,183	0,142	0,685

Массовые доли химических элементов в стали 08X18H10T, принятые для использования в расчетах активации внутрикорпусных устройств, приведены в табл. 3.

Таблица 3. Массовые доли химических элементов в стали 08X18H10T выгородки и КНИ, использованные в расчетах

Образец	Массовая доля элементов, %								
	Ti	V	Cr	Mn	Fe	Co	Ni	Cu	Mo
Средн. знач.	0,580	0,240	17,200	0,983	69,233	0,076	11,200	0,300	0,076

Лабораторные исследования

С целью верификации результатов расчетов радиационных характеристик облученных элементов (систем) блока №3 Нововоронежской АЭС аккредитованной лабораторией НИЦ «Курчатовский институт» проведены экспериментальные исследования наведенной активности и химического состава проб активированных элементов РУ. Образцы металла для спектротрического и химического анализов отобраны из трепанов корпуса реактора, выгородки активной зоны и чехла КНИ, взятых в рамках материаловедческих исследований.

В рамках исследований был изучен состав двух трепанов, вырезанных из основного металла облучаемой части корпуса реактора (образцы 1 и 2 соответственно), одного трепана из сварного шва №4 корпуса реактора (образец 3), трех микротрепанов, отобранных из выгородки активной зоны, а также материала чехла КНИ.

Определение массовой доли химических элементов проводилось методом масс-спектрометрии с индуктивно-связанной плазмой на спектрометре Elan DRC-e (Perkin Elmer), а также атомно-эмиссионным методом с индуктивно-связанной плазмой на спектрометре Avio 200 фирмы Perkin Elmer. Результаты химического анализа представлены в табл. 4 и 5.

Образцы трепанов выгородки 1–3 отбирались на расстоянии 1364 мм, 1654 мм, 364 мм соответственно от верхней части выгородки. Образец чехла КНИ отбирался на расстоянии 700 мм от нижнего торца чехла КНИ.

Значение относительной расширенной неопределенности результатов измерений в пробах корпусной стали составило 10%, в пробах выгородки – 15% (при коэффициенте охвата $k=2$, соответствующем доверительной вероятности 0,95).

Анализ измеренного химического состава образцов из стали 08X18H10T показал, что содержание примесных элементов, в частности кобальта, в материале выгородки существенно отличается от образца КНИ. Это может объясняться тем, что выгородка облучалась в составе реакторной установки с 1975 года и за это время значительная часть кобальта выгорела, в то время как КНИ облучался всего два года. Учитывая, что измеренное содержание кобальта в образце КНИ более чем в три раза превышает содержание кобальта в материале выгородки, для дальнейших расчетов исходное содержание кобальта во всех внутрикорпусных элементах было консервативно принято равным измеренному содержанию кобальта в образце КНИ.

Таблица 4. Результаты определения массовой доли химических элементов в трепанах корпуса реактора

Трепан корпуса	Образец 1			Образец 2		Образец 3						
Высота от главного разъема, мм	4 846	4 954	4 846	6 754	6 646	6 850						
Высота от низа активной зоны, мм	2 314,8	2 206,8	2 314,8	401,1	509,1	304,6						
Расстояние от внутренней поверхности, мм	17,3	63,3	126,5	82,7	128,1	16,9	24	53,8	78,6	98,1	133,2	
Массовая доля элементов, %	Mo	0,7	0,71	0,66	0,67	0,66	0,71	0,54	0,55	0,44	0,45	0,42
	V	0,3	0,3	0,28	0,29	0,29	0,31	0,21	0,22	0,13	0,12	0,14
	Co	0,012	0,012	0,012	0,012	0,012	0,013	0,012	0,012	0,034	0,041	0,029
	Mn	0,44	0,45	0,42	0,43	0,43	0,46	0,97	1,02	0,93	0,96	0,86
	Ni	0,18	0,19	0,18	0,18	0,18	0,19	0,14	0,13	0,23	0,27	0,2
	Cu	0,14	0,14	0,14	0,14	0,14	0,15	0,12	0,13	0,15	0,17	0,14
	Cr	2,9	2,9	2,7	2,8	2,8	3	1,8	1,6	1,4	1,5	1,4
	Fe	95,4	95,3	95,6	95,5	95,5	95,2	96,2	96,3	96,7	96,4	96,8

Таблица 5. Результаты определения массовой доли химических элементов в трепанах выгородки и чехле КНИ 11Б

Образцы выгородки и КНИ	Массовая доля элементов, %								
	Mo	V	Co	Mn	Ni	Cu	Cr	Ti	Fe
Образец 3	0,089	0,160	0,0227	1,06	10,6	0,28	17,6	0,58	69,5
Образец 2	0,070	0,280	0,0203	0,95	11,5	0,31	17,0	0,58	69,0
Образец 1	0,069	0,280	0,0204	0,94	11,5	0,31	17,0	0,58	69,2
Чехол КНИ	0,095	0,076	0,0760	1,30	10,6	0,16	16,6	0,45	70,6

Радионуклидный анализ проб выполнялся методами полупроводниковой спектрометрии рентгеновского и гамма-излучения и жидкоцинтилляционной спектрометрии бета-излучения. В результате измерений были получены значения удельной активности изотопов ^{54}Mn , ^{55}Fe , ^{59}Ni , ^{60}Co и ^{63}Ni .

Измерение удельной активности ^{54}Mn и ^{60}Co в исследуемых образцах проводилось с помощью полупроводниковых гамма-спектрометров фирмы Ortec, оснащенных многоканальными анализаторами на 16 000 каналов и детекторами из особо чистого германия HPGe p-типа GEM-10, а также n-типа GMX-10 расширенного диапазона с ультратонким бериллиевым окном. Максимальная расширенная суммарная неопределенность (при коэффициенте охвата $k=2$) измерения активности счетного образца для ^{54}Mn составила 3,8 %, для ^{60}Co — 3,2 %.

Для измерения активности радионуклидов ^{59}Ni , ^{55}Fe , ^{63}Ni было выполнено отделение железа и никеля от других элементов, входящих в состав исследованных образцов, с применением метода многоступенчатой ионообменной хроматографии.

Активность ^{59}Ni определялась методом изготовления «невесомых» мишеней с последующим их измерением на рентгеновском гамма-спектрометре фирмы Canberra, состоящем из многоканального анализатора LYNX 2.0 (Canberra) на 32 000 каналов и детектором из особо чистого германия с ультратонким бериллиевым окном GUL-0110. Максимальная расширенная суммарная неопределенность (при коэффициенте охвата $k=2$) измерения активности счетных образцов составила 8 %.

Измерения активности ^{55}Fe , ^{63}Ni в счетных образцах, приготовленных из растворов после радиохимического выделения, выполнялось жидкоцинтилляционным методом с помощью радиометра Quantulus 1220. Максимальная расширенная суммарная неопределенность (при коэффициенте охвата $k=2$) для ^{55}Fe составила 4,5 %, для ^{63}Ni — 3,2 %.

Верификация результатов расчетов наведенной активности

Для верификации расчетной модели были выполнены вычисления наведенной активности в

Таблица 6. Отклонения расчетных значений наведенной активности от экспериментальных данных

Проба		Отношение расчет / измерение, отн. ед.				
		⁵⁴ Mn	⁵⁵ Fe	⁵⁹ Ni	⁶⁰ Co	⁶³ Ni
Корпус	образец 1	0,71–2,06	1,11	1,16	1,04–1,42	0,99
	образец 2	1,03–1,1	1,38	1,01	0,92–1,36	0,76
	образец 3	0,88–0,97	0,6–1,25	0,64–1,17	0,41–1,7	0,89–1,86
Выгородка	образец 1	1,17	2,06	4,59	1,24	1,61
	образец 2	1,08	2,15	4,19	1,22	1,55
КНИ		0,46	0,94	1,19	0,76	0,8

элементах корпуса реактора, КНИ и выгородки в местах расположения проб (трепанов), отобранных на высоте активной зоны. Всего было исследовано 12 образцов: 1 — от КНИ, 3 — от выгородки и 8 — от корпуса реактора.

Обобщенные результаты верификации приведены в табл. 6 в виде относительных отклонений расчетных значений удельной активности радионуклидов от экспериментальных.

Сопоставленные расчетные и экспериментальные данные демонстрируют, что результаты вычислений удовлетворительно описывают распределение радионуклидов по объему элементов реакторной установки в области интенсивных потоков нейтронов и могут применяться для выполнения количественной оценки объемов образования активированных CAO и ВАО при демонтаже и фрагментации РУ. Наблюдаемые отклонения обусловлены возможной вариацией массового содержания активируемых изотопов в элементах РУ, приближениями используемой расчетной модели и погрешностью измерений активности образцов.

Оценка наведенной активности корпуса реактора и ВКУ

Для проведения последующей оценки объемов образования ВАО и CAO при демонтаже и фрагментации корпуса реактора и ВКУ проведены расчеты удельной активности активированных элементов реакторной установки в соответствии со следующим разбиением:

- фланец крышки — на две части по высоте (каждая по 80 см), крышка и днище являются отдельными зонами, обечайка корпуса — на 10 одинаковых компонентов (каждый приблизительно по 95 см), которые затем разделены на 3 равные части по толщине;
- корзина — на десять зон;
- верхняя часть обечайки шахты — на пять зон;
- верхняя решетка днища шахты — на две зоны;

- средняя часть обечайки днища шахты — на пять зон;
- нижняя часть днища шахты — на две зоны;
- дно низа шахты является отдельной зоной;
- внутренняя стенка бака биологической защиты — на пять зон по высоте;
- днище и крышка бака биологической защиты — на три кольцевые зоны;
- средняя часть шахты — на пять зон по высоте;
- тепловой экран — на пять зон по высоте;
- блок защитных труб, головки и хвостовики ТВС, днище шахты реактора, кассеты-экраны приняты гомогенными.

На рис. 1 представлен график распределения суммарной удельной активности радионуклидов по высоте корзины, шахты и корпуса реактора на момент окончательного останова блока для вывода из эксплуатации (25.12.2016 в логарифмическом масштабе. Распределение активности по высоте корпуса представлено для внутреннего слоя, ближайшего к активной зоне.

Рассчитанные диапазоны значений удельной активности радионуклидов в конструкционных

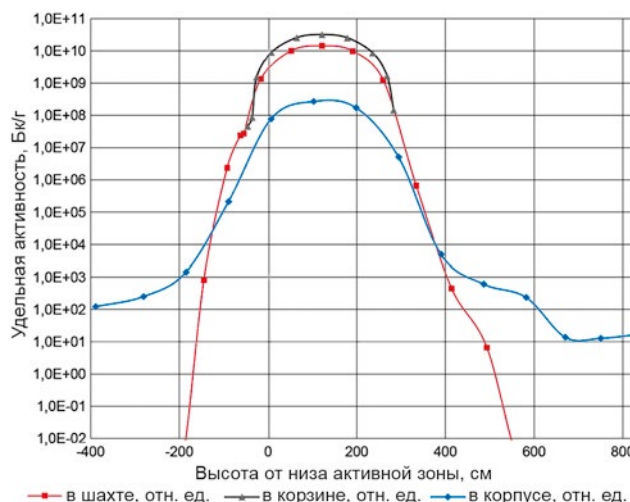


Рис. 1. Распределение суммарной удельной активности по высоте корпуса, корзины и шахты реактора (логарифмический масштаб)

Таблица 7. Рассчитанные диапазоны значений удельной активности радионуклидов в конструкционных элементах РУ в соответствии с разбиением расчетной модели

Элемент конструкции	Удельная активность радионуклида, Бк/г					Суммарная удельная активность, Бк/г
	⁵⁴ Mn	⁵⁵ Fe	⁵⁹ Ni	⁶⁰ Co	⁶³ Ni	
Корпус реактора						
Фланец	0,0–5,86·10 ⁻¹	6,78–84,5	6,88·10 ⁻⁵ –1,11·10 ⁻³	3,71·10 ⁻² –8,88	4,89·10 ⁻³ –9,52·10 ⁻²	7,53–94,0
Крышка	2,46·10 ⁻³	4,97	7,29·10 ⁻⁵	1,61	4,85·10 ⁻³	6,59
Днище	4,81·10 ⁻¹	56,4	8,10·10 ⁻⁴	2,28	7,74·10 ⁻²	59,2
Обечайка, внутренняя часть	1,04·10 ⁻¹ –8,17·10 ⁶	105–1,34·10 ⁸	1,53·10 ⁻³ –2,03·10 ⁵	7,94–5,08·10 ⁶	1,46·10 ⁻¹ –2,08·10 ⁵	115–1,48·10 ⁸
Обечайка, средняя часть	8,20·10 ⁻¹ –3,78·10 ⁶	90,2–1,91·10 ⁷	1,05·10 ⁻³ –267	4,81–1,10·10 ⁶	8,23·10 ⁻² –2,49·10 ⁴	104–2,40·10 ⁷
Обечайка, внешняя часть	2,91–1,65·10 ⁶	232–8,41·10 ⁶	3,22·10 ⁻³ –114	19,4–5,39·10 ⁵	2,91·10 ⁻¹ –1,01·10 ⁴	254–1,06·10 ⁷
Корзина выемная	2,76·10⁵–4,28·10⁸	7,25·10⁶–6,16·10⁹	7,13·10³–7,08·10⁶	5,76·10⁶–1,27·10⁹	4,82·10⁵–6,79·10⁸	1,38·10⁷–8,54·10⁹
Шахта						
Обечайка верхней части	0,0–5,83·10 ³	0,0–1,26·10 ⁵	0,0–164	0,0–4,86·10 ⁴	0,0–1,66·10 ⁴	0,0–1,97·10 ⁵
Средняя часть	1,37·10 ⁷ –1,69·10 ⁸	2,28·10 ⁸ –2,68·10 ⁹	2,85·10 ⁵ –3,33·10 ⁶	1,03·10 ⁸ –1,09·10 ⁹	2,79·10 ⁷ –3,21·10 ⁸	3,73·10 ⁸ –4,26·10 ⁹
Верхняя часть днища	1,47·10 ⁴ –5,75·10 ⁴	4,15·10 ⁶ –4,20·10 ⁶	4,46·10 ³ –5,27·10 ³	3,7·10 ⁶ –5,99·10 ⁶	3,10·10 ⁵ –4,89·10 ⁵	8,35·10 ⁶ –1,06·10 ⁷
Обечайка днища	0,0–664	0,0–4,44·10 ⁵	0,0–597	0,0–1,91·10 ⁵	0,0–6,20·10 ⁴	0,0–6,98·10 ⁵
Тепловой экран	2,48·10⁷–5,91·10⁷	6,34·10⁸–1,54·10⁹	8,02·10⁵–1,95·10⁶	2,56·10⁸–6,02·10⁸	8,01·10⁷–1,94·10⁸	9,96·10⁸–2,40·10⁹
Кассета-экран	2,3·10⁸	3,55·10⁹	1,13·10⁶	1,13·10⁹	1,24·10⁸	5,03·10⁹

элементах РУ в соответствии с разбиением представлены в табл. 7.

Для элементов на уровне активной зоны, по которым была проведена верификация (выемная корзина и обечайка корпуса), на рис. 2 и 3 представлены графики изменения удельной активности в течение 1000 лет.

В результате было установлено, что материал обечайки внутренней части корпуса реактора на уровне активной зоны при выдержке до 10 лет по уровню суммарной удельной активности, согласно критериям [10], соответствует категории ВАО, от 10 до 400 лет — категории САО, от 400 и до 1000 лет — категории НАО. В течение первых 20 лет выдержки определяющий вклад в удельную активность формирует короткоживущий радионуклид ⁵⁵Fe (до 92%) с показателем 1,04·10⁸ Бк/г через 1 год. Существенное влияние в течение 30 лет показывает радионуклид ⁶⁰Co (до 30%) с удельной активностью 4,45·10⁶ Бк/г через 1 год выдержки. После 30 лет основной вклад формируется чистым бета-излучателем

⁶³Ni с показателем в 1,67·10⁵ Бк/г. С 1 января 2024 года вступают в действие новые критерии классификации РАО, установленные постановлением Правительства Российской Федерации от 29.10.202 № 1929 [11]. С их учетом материал обечайки внутренней части корпуса на уровне активной зоны при выдержке до 450 лет соответствует классу 3, а далее — классу 4.

Материал выемной корзины на уровне активной зоны при выдержке до 700 лет по уровню суммарной удельной активности соответствует категории ВАО, от 700 лет и до 1000 лет — категории САО. В течение первых 5 лет определяющий вклад формирует короткоживущий радионуклид ⁵⁵Fe (до 72%) с удельной активностью 4,77·10⁹ Бк/г после 1 года. Существенное влияние в течение 15 лет выдержки дает радионуклид ⁶⁰Co (до 24%) с удельной активностью 1,11·10⁹ Бк/г после 1 года. После 20 лет выдержки основной вклад формируется чистым бета-излучателем ⁶³Ni с удельной активностью 5,88·10⁸ Бк/г. С учетом новых критериев

классификации удаляемых РАО [11], материал выемной корзины при выдержке до 1 000 лет и далее соответствует классу 2.

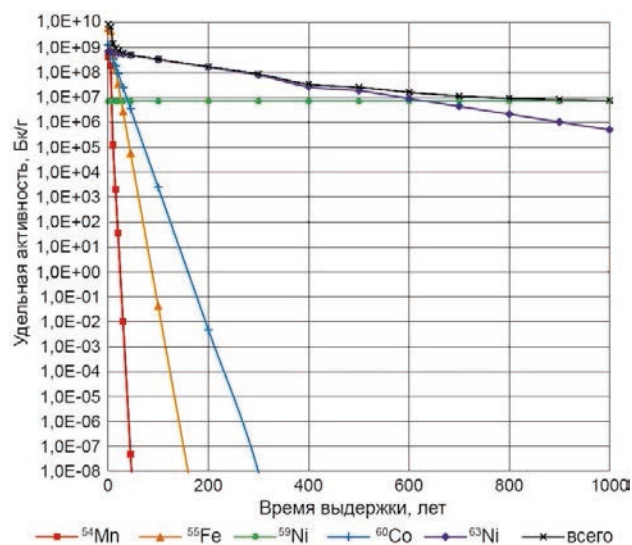


Рис. 2. График изменения удельной активности выемной корзины на уровне активной зоны

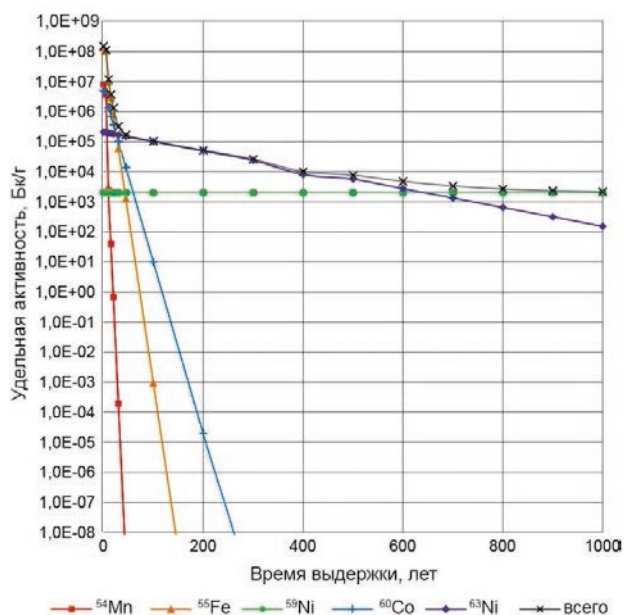


Рис. 3. График изменения удельной активности обечайки корпуса на уровне активной зоны

Выводы

Проведены расчетные и экспериментальные исследования радиационных характеристик активируемых элементов РУ блока №3 НВАЭС. Они включали формирование полномасштабной модели РУ с применением программ для ЭВМ MCU-6 и Serpent, реализующих метод Монте-Карло. Экспериментальные работы включали

отбор проб корпуса реактора, выгородки и КНИ с последующим определением химического состава и измерением удельной активности ^{60}Co , ^{54}Mn , ^{55}Fe , ^{59}Ni , ^{63}Ni .

Получено удовлетворительное согласие результатов для радионуклидов в элементах РУ и экспериментальных спектрометрических данных.

Исследования показали, что существенный вклад в суммарную наведенную активность конструктивных элементов вносят радионуклиды, образующиеся при активации химических элементов, являющихся незаявленными примесями в применяемых конструктивных материалах (не входят в состав сталей в соответствии с ГОСТ и ТУ [5], [6]). Особое внимание следует обратить на содержание кобальта, который является источником образования ^{60}Co по реакции радиационного захвата. Его удельная активность на первоначальных этапах вывода из эксплуатации может составлять от 4% до 13% для обечайки корпуса реактора из стали 48ТС и от 15% до 42% — для выемной корзины из стали 08X18H10T от суммарного показателя при массовом содержании ^{59}Co в сталях 0,012% и 0,076% соответственно.

Полученные расчетные значения распределения удельной активности радионуклидов по объему элементов РУ могут быть использованы для оценки количества и характеристик активированных РАО, образующихся при выводе из эксплуатации блока №3 Нововоронежской АЭС, а также при проектировании контейнеров для РАО 2 и 3 классов.

Литература

1. Овчинников Ф. Я., Воронин Л. М., Голубев Л. И. и др. Эксплуатация реакторных установок Нововоронежской АЭС. — Москва, Атомиздат, 1972. 163 с.
2. Описание применения и инструкция пользователя компьютерного кода MCU-6. Изм. 22.10.201 — Москва, НИЦ «Курчатовский институт», 2020.
3. Верификация программы MCU-6 на основе международного банка данных критических экспериментов и критических состояний реактора ВВЭР-1000 : Отчёт НИЦ КИ. № 241-07/22-14 от 22.10.201
4. Leppänen J. et al. The Serpent Monte Carlo code: Status, development, and applications in 2013 // Annals of Nuclear Energy. 2015. Vol. 82. DOI: 10.1051/snanc/201406021
5. ТУ 108.131-86 Заготовки из теплоустойчивой стали. Технические условия.

6. ГОСТ 5632-2014. Легированные нержавеющие стали и сплавы коррозионно-стойкие, жаростойкие и жаропрочные. Марки.
7. ГОСТ 380-2005. Сталь углеродистая обыкновенного качества. Марки.
8. Methodologies for Assessing the Induced Activation Source Term for Use in Decommissioning Applications. Safety Reports Series No. 95. — Vienna. International Atomic Energy Agency, 2019.
9. Zhilkin A. S., Starkov O. V., Shestopalov E. V. Cobalt and other impurities in reactor steels // Atomic Energy. 1982. Vol. 52. Pp. 264—266. DOI: 10.1007/BF01126567.
10. Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ-99/2010). СП 2.6.1.2612-
11. О внесении изменений в постановление Правительства Российской Федерации от 19 октября 2012 г. № 1069 : постановление Правительства Российской Федерации от 29.10.2022 № 1929.
12. ГОСТ Р 59968-2021. Радиоактивные отходы атомных станций. Определение радиационных характеристик для передачи на захоронение.

Информация об авторах

Селькин Сергей Сергеевич, главный специалист, АО «Всероссийский научно-исследовательский институт по эксплуатации атомных электростанций» (109507, Москва, Ферганская ул., д. 25, корп. 1), e-mail: SSSelkin@vniiaes.ru

Шаров Дмитрий Александрович, кандидат физико-математических наук, заместитель директора ВНИИАЭС-НТП, директор отделения, АО «Всероссийский научно-исследовательский институт по эксплуатации атомных электростанций» (109507, Москва, Ферганская ул., д. 25, корп. 1), e-mail: DASHarov@vniiaes.ru

Плеханов Руслан Владимирович, начальник отдела, АО «Всероссийский научно-исследовательский институт по эксплуатации атомных электростанций» (109507, Москва, Ферганская ул., д. 25, корп. 1), e-mail: RVPluhanov@vniiaes.ru

Ерак Дмитрий Юрьевич, доктор технических наук, начальник отделения, ФГБУ НИЦ «Курчатовский институт» (123182, Москва, пл. Академика Курчатова, д. 1), e-mail: Erak_DY@nrcki.ru

Казенов Константин Борисович, младший научный сотрудник, ФГБУ НИЦ «Курчатовский институт» (123182, Москва, пл. Академика Курчатова, д. 1), e-mail: Kazenov_KB@nrcki.ru

Кочкин Вячеслав Николаевич, кандидат технических наук, начальник лаборатории, ФГБУ НИЦ «Курчатовский институт» (123182, Москва, пл. Академика Курчатова, д. 1), e-mail: Kochkin_VN@nrcki.ru

Познырев Евгений Николаевич, младший научный сотрудник, ФГБУ НИЦ «Курчатовский институт» (123182, Москва, пл. Академика Курчатова, д. 1), e-mail: Poznyrev_EN@nrcki.ru

Решетников Александр Алексеевич, начальник группы, ФГБУ НИЦ «Курчатовский институт» (123182, Москва, пл. Академика Курчатова, д. 1), e-mail: Reshetnikov_AAL@nrcki.ru

Тимофеев Андрей Михайлович, заместитель начальника лаборатории, ФГБУ НИЦ «Курчатовский институт» (123182, Москва, пл. Академика Курчатова, д. 1), e-mail: Timofeev_AM@nrcki.ru

Маматов Александр Петрович, начальник отдела, Филиал АО «Концерн Росэнергоатом» «ОДИЦ» (396070, Воронежская обл., Нововоронеж, ул. Курчатова, д. 14), e-mail: MamatovAP@odis.rosenergoatom.ru

Библиографическое описание статьи

Селькин С. С., Шаров Д. А., Плеханов Р. В., Ерак Д. Ю., Казенов К. Б., Кочкин В. Н., Познырев Е. Н., Решетников А. А., Тимофеев А. М., Маматов А. П. Исследование радиационных характеристик корпуса реактора и ВКУ остановленного для подготовки к выводу из эксплуатации блока №3 Нововоронежской АЭС с РУ ВВЭР-440 // Радиоактивные отходы. 2024. № 1 (26). С. 16—25. DOI: 10.25283/258-9707-2024-1-16-25.

PRE-DECOMMISSIONING STUDY FOCUSED ON WWER-440 REACTOR UNIT NO.3
AT NOVovorONEZH NPP EXPLORING THE RADIATION CHARACTERISTICS
OF THE REACTOR VESSEL AND ITS INTERNALS

Selkin S. S.¹, Sharov D. A.¹, Plekhanov R. V.¹, Erak D. Y.², Kazenov K. B.², Kochkin V. N.²,
Poznyrev E. N.², Reshetnikov A. A.², Timofeev A. M.², Mamatov A. P.³

¹JSC “All-Russian Research Institute for Nuclear Power Plants Operation”, Moscow, Russia

²National Research Centre “Kurchatov Institute”, Moscow, Russia

³AO Rosenergoatom corporation, ODIC branch, Novovoronezh, Voronezh region, Russia

Article received on November 21, 2023

The paper presents computational and experimental studies focused on the radiation characteristics of the reactor vessel and reactor internals performed to estimate the volume and the characteristics of activated intermediate- and high-level waste expected to be generated from the decommissioning of unit No. 3 at the Novovoronezh NPP. Two software products, namely, MCU-6 and Serpent were used in the calculations by the Monte Carlo method. To verify the calculation results these were compared with data on metal samples of the reactor internals and reactor vessel obtained from their laboratory studies.

Keywords: induced activity, WWER-440, Monte Carlo method, spectrometry, verification, decommissioning, radioactive waste.

References

1. Ovchinnikov F. Ya., Voronin L. M., Golubev L. I. et al. *Ekspluatatsiya reaktornykh ustanovok Novovoronezhskoy AES* [Operation of reactor units at the Novovoronezh NPP]. Moscow, Atomizdat Publ., 1972. 163 p.
2. *Opisaniye primeneniya i instruktsiya pol'zovatelya komp'yuternogo koda MCU-6* [MCU-6 computer code: application and user guide]. Reviewed on October 22, 2014. Moscow, SRC Kurchatov Institute Publ., 2020.
3. *Verifiatsiya programmy MCU-6 na osnove mezhdunarodnogo banka dannykh kriticheskikh eksperimentov i kriticheskikh sostoyaniy reaktora VVER-1000* [Verification of the MCU-6 software based on an international data bank for critical experiments at WWER-1000 reactor unit and its critical states]. Report by SRC KI. № 241-07/22-14 of October 22, 2014.
4. Leppänen J. et al. The Serpent Monte Carlo code: Status, development and applications in 2013. *Annals of Nuclear Energy*, 2015, vol. 82. DOI: 10.1051/snamc/201406021.
5. TU 108.131-86 *Zagotovki iz teploustoychivoy stali. Tekhnicheskiye usloviya* [Heat-resistant steel blanks. Technical specifications]
6. GOST 5632-2014. *Legirovannyye nerzhavyushchiye stali i splavy korrozionno-stoykiye, zharostoykiye i zharoprochnyye. Marki* [Stainless steels and corrosion resisting, heat-resisting and creep resisting alloys. Grades].
7. GOST 380-2005. *Stal' uglerodistaya obyknovennogo kachestva. Marki* [Common quality carbon steel. Grades].
8. *Methodologies for Assessing the Induced Activation Source Term for Use in Decommissioning Applications*. Safety Reports Series No. 95. Vienna, International Atomic Energy Agency Publ., 2019.
9. Zhilkin A. S., Starkov O. V., Shestopalov E. V. Cobalt and other impurities in reactor steels. *Atomic Energy*, 1982, vol. 52, pp. 264–266. DOI: 10.1007/BF01126567.
10. *Osnovnyye sanitarnyye pravila obespecheniya radiatsionnoy bezopasnosti* [Basic sanitary rules for radiation safety] (OSPORB 99/2010). SP 2.6.1.2612-
11. *O vnesenii izmeneniy v postanovleniye Pravitel'stva Rossiyskoy Federatsii ot 19 oktyabrya 2012 g.* [On amendments to the Government Decree of the Russian Federation of October 19, 2012] No.069 : Government Decree of the Russian Federation of October 29, 2022 No. 1929.
12. GOST R 59968-2021. *Radioaktivnyye otkhody atomnykh stantsiy. Opredeleniye radiatsionnykh kharakteristik dlya peredachi na zakhroneniye* [Radioactive waste produced by nuclear power plants. Radiation characteristics determination for transfer to disposal].

Information about the authors

Selkin Sergey Sergeevich, Leading Specialist, JSC “All-Russian Research Institute for Nuclear Power Plants Operation” (25, building 1, Ferganskaya st., Moscow, 109507, Russia), e-mail: SSSelkin@vniiaes.ru

Sharov Dmitriy Alexandrovich, PhD in Physical-Mathematical Sciences, Deputy Head of VNIIAES’s STS (Science and Technical Support), Section Director, JSC “All-Russian Research Institute for Nuclear Power Plants Operation” (25, building 1, Ferganskaya st., Moscow, 109507, Russia), e-mail: DASHarov@vniiaes.ru

Plekhanov Ruslan Vladimirovich, Department Head, JSC “All-Russian Research Institute for Nuclear Power Plants Operation” (25, building 1, Ferganskaya st., Moscow, 109507, Russia), e-mail: RVPlkhanov@vniiaes.ru.

Erak Dmitriy Yurievich, Doctor of Technical Sciences, Section Head, National Research Centre “Kurchatov Institute” (1, Academic Kurchatov sq., Moscow, 123182, Russia), e-mail: Erak_DY@nrcki.ru

Kazenov Konstantin Borisovich, Junior Research Assistant, National Research Centre “Kurchatov Institute” (1, Academic Kurchatov sq., Moscow, 123182, Russia), e-mail: Kazenov_KB@nrcki.ru

Kochkin Vyacheslav Nikolaevich, PhD in Technical Science, Head of the laboratory, National Research Centre “Kurchatov Institute” (1, Academic Kurchatov sq., Moscow, 123182, Russia), e-mail: Kochkin_VN@nrcki.ru

Poznyrev Evgeniy Nikolaevich, Junior Research Assistant, National Research Centre “Kurchatov Institute” (1, Academic Kurchatov sq., Moscow, 123182, Russia), e-mail: Poznyrev_EN@nrcki.ru

Reshetnikov Alexander Alekseevich, Team Leader, National Research Centre “Kurchatov Institute” (1, Academic Kurchatov sq., Moscow, 123182, Russia), e-mail: Reshetnikov_AAL@nrcki.ru

Timofeev Andrey Mikhailovich, Deputy Head of the laboratory, National Research Centre “Kurchatov Institute” (1, Academic Kurchatov sq., Moscow, 123182, Russia), e-mail: Timofeev_AM@nrcki.ru

Mamatov Alexander Petrovich, Department Head, AO Rosenergoatom corporation, ODIC branch (14, Kurchatov st., Novovoronezh, Voronezh region, 396070, Russia), e-mail: MamatovAP@odic.rosenergoatom.ru.

Bibliographic description

Selkin S. S., Sharov D. A., Plekhanov R. V., Erak D. Y., Kazenov K. B., Kochkin V. N., Poznyrev E. N., Reshetnikov A. A., Timofeev A. M., Mamatov A. P. Pre-Decommissioning Study Focused on WWER-440 Reactor Unit No. 3 at Novovoronezh NPP Exploring the Radiation Characteristics of the Reactor Vessel and Its Internals. *Radioactive Waste*, 2024, no. 1 (26), pp. 16–25. DOI: 10.25283/2587-9707-2024-1-16-25. (In Russian).