

## ОПТИМИЗАЦИЯ ИСТОЧНИКА ОБРАЗОВАНИЯ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОЙ ЯДЕРНОЙ УСТАНОВКИ ВЫБОРОМ МАТЕРИАЛА ДЛЯ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ УСТРОЙСТВ

А. А. Екидин, М. В. Жуковский

Институт промышленной экологии УрО РАН, Екатеринбург, Свердловская область

Статья поступила в редакцию 11 февраля 2025 г.

Оптимизация источников образования РАО – один из важнейших факторов устойчивого функционирования исследовательских ядерных реакторов и снижения радиационного воздействия на персонал. На основе результатов прогнозной оценки и экспериментальных данных произведен выбор стали 20X13 для изготовления экспериментальных устройств, состав которой приводит к снижению наведенной активности при облучении в сравнении с образцами марки 12X18H10T, широко применяемой в настоящее время. В облученных образцах стали определен состав и активность радионуклидов. Проведены расчеты изменения наведенной активности в образцах во времени. Выполнен прогноз ожидаемой мощности дозы от модели экспериментального устройства и мощности дозы на поверхности контейнера НЗК-150-1,5П. Переход на изготовление облучаемых устройств из стали 20X13 позволяет ожидать двукратное снижение облучения персонала при разделке изделия, меньшее время выдержки для дальнейшего использования после облучения в активной зоне, а также снижения периода хранения отработавших изделий с целью обеспечения их безопасной транспортировки, кондиционирования и финальной изоляции.

**Ключевые слова:** радиоактивные отходы, облучение, сталь, активность, мощность дозы.

### Введение

Для выполнения программы фундаментальных и прикладных исследований в области материаловедения применяются экспериментальные устройства, позволяющие выполнять облучение образцов в активной зоне исследовательских ядерных установок. Их основным конструкционным материалом является аустенитная сталь, обладающая требуемыми прочностными характеристиками и высокой сопротивляемостью коррозионному растрескиванию [1]. После

извлечения экспериментальных устройств из активной зоны предусматривается:

- временное хранение для снижения наведенной активности за счет распада короткоживущих активационных радионуклидов;
- перемещение после выдержки в место удаления из них облучаемого образца.

При извлечении облучаемого образца экспериментальные устройства подвергаются механическому разрушению и повторно не используются.

Наведенная активность активационных радионуклидов с продолжительным периодом полураспада не позволяет утилизировать отработавшие экспериментальные устройства в виде металлического лома. Их составные части сортируются по классам РАО, упаковываются в тару для временного хранения и последующей передачи на кондиционирование с целью приведения к критериям приемлемости для финальной изоляции.

Для оптимизации обращения с РАО исследовательских реакторов нецелесообразно вводить удельные показатели активности и объемов отходов, отнесенных к характеристикам ядерной установки, по примеру атомных электростанций [2], [3]. Способы снижения активности РАО, применяемые при обращении с отработавшими фильтрами, ионообменными смолами, загрязненными грунтами и поверхностным загрязнением металлов, неприменимы для облученной стали с наведенной активностью [4]–[7]. Объем и активность образуемых РАО зависит от количества выполняемых исследований и применяемых для изготовления экспериментальных устройств марок стали. Состав активационных радионуклидов в облученном экспериментальном устройстве определяется изотопами, входящими в используемую для их изготовления аустенитную сталь. Снижение вклада активности долгоживущих радионуклидов в облученных экспериментальных устройствах позволяет уменьшить радиационные риски при обращении с РАО за счет снижения:

- радиационного воздействия на персонал при разделке, сортировке и хранении образованных РАО;
- времени выдержки твердых радиоактивных отходов (ТРО) перед передачей специализированным организациям для кондиционирования, тем самым предотвращая риск переполнения мест их временного хранения.

С целью снижения активности РАО от облученных экспериментальных устройств были выбраны образцы наиболее распространенных типов стали, перспективных для реакторных испытаний, с различными составами элементов. Для них проведены прогнозные расчеты активности активационных радионуклидов,

для подтверждения которых в облученных образцах стали выполнены спектрометрическое определение продуктов активации и их активности. По установленному радионуклидному составу и значениям удельной активности выполнен расчет мощности дозы от транспортного контейнера с РАО от облученных экспериментальных устройств.

## Материалы и методы

**Сталь 12X18H10T.** Одной из наиболее распространенных нержавеющей и жаропрочных является сталь 12X18H10T, используемая в качестве коррозионностойкого и жаропрочного материала. Ее применяют для изготовления оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок в виде листов, труб, поковок, крепежных деталей, в сварных конструкциях, работающих в контакте с азотной кислотой, органическими растворителями и др.

**Сталь 20X13.** Нержавеющая сталь 20X13 используется для деталей с повышенной пластичностью, подвергающихся ударным нагрузкам, изделий, испытывающих при эксплуатации воздействие слабоагрессивных сред. Из нее изготавливают лопатки паровых турбин, клапаны гидравлических прессов, тарелки и седла клапанов, поршневые кольца, болты, трубы и другие детали, работающие при температуре до 450–500°C.

**Образцы сравнения.** Для сравнения радиационных характеристик облученных типов стали были подготовлены 6 образцов двух различных составов (табл. 1): три образца стали марки 12X18H10T и три образца марки 20X13. Размеры образцов приведены в табл. 2.

В сравнении со сталью 12X18H10T, в составе стали 20X13 ниже массовое содержание марганца, хрома, никеля, кобальта, молибдена, титана, ванадия, вольфрама.

Облучение образцов сравнения проводилось в облучательном устройстве (ОУ), загружаемом в «сухой» канал активной зоны исследовательского ядерного реактора (далее — ИЯР) водо-водяного типа. Перед проведением облучения проводились нейтронно-физический и радиационный расчеты для обоснования работоспособности и

Таблица 1. Составы образцов стали

Марка стали	Состав, % масс.													
	Fe	C	Mn	Si	P	S	Cr	Ni	Co	Mo	Ti	V	W	Cu
12X18H10T	71,46	0,08	0,74	0,28	0,03	0,01	17,34	9,10	0,09	0,28	0,49	0,06	0,03	–
20X13	86,39	0,20	0,11	0,40	0,02	0,01	12,30	0,35	0,004	0,03	0,002	0,02	0,01	0,15

Таблица 2. Размеры образцов стали для облучения

Марка стали	№ образца	Плотн., г/см <sup>3</sup>	Масса, г	Длина, см	Ширина, см	Толщина, см
12X18H10T	1	7,93	4,21	3,17	1,00	0,15
	2		3,95	3,01		
	3		3,97	3,02		
20X13	4	4,11	3,10			
	5	4,07	3,08			
	6	4,05	3,07			

безопасности ОУ при проведении реакторного облучения на ИЯР. Непосредственно перед проведением облучения образцы сравнения были взвешены, промаркированы, обезжирены спиртом и упакованы в алюминиевую фольгу. Характеристики поля нейтронов при облучении образцов сравнения представлены в табл. 3.

Таблица 3. Плотность потока нейтронов в образцах

Образец	*Плотность потока нейтронов, нейтр./см <sup>2</sup> ·с		
	E < 0,625 эВ	0,625 эВ < E < 0,1 МэВ	E > 0,1 МэВ
12X18H10T	6,63·10 <sup>12</sup>	1,63·10 <sup>12</sup>	7,71·10 <sup>11</sup>
20X13	6,59·10 <sup>12</sup>	1,58·10 <sup>12</sup>	8,05·10 <sup>11</sup>

\* Максимальная погрешность составляет 5 %.

В табл. 4 указано время облучения образцов для набора определенного флюенса нейтронов в соответствии с плотностью потока тепловых нейтронов в месте облучения.

Таблица 4. Время облучения образцов

Флюенс тепловых нейтронов, нейтр./см <sup>2</sup>	Время облучения, ч
1·10 <sup>16</sup>	0,42
1·10 <sup>17</sup>	4,21
1·10 <sup>18</sup>	42,09

По одному образцу каждого состава стали облучались до флюенса тепловых нейтронов 1·10<sup>16</sup> нейтр./см<sup>2</sup>, 1·10<sup>17</sup> нейтр./см<sup>2</sup>, 1·10<sup>18</sup> нейтр./см<sup>2</sup>. Погрешность расчета не превышает 5 %.

Основная реакция образования радионуклидов в образцах — это реакция захвата тепловых нейтронов (n, γ) с испусканием захватного гамма-кванта, но, поскольку в реакторе присутствуют не только тепловые нейтроны, но и быстрые, то реакция (n, 2n) на них не может быть исключена из рассмотрения.

**Расчет наведенной активности.** Для определения количества образованных продуктов

активации  $dN/dt$ , ядер·с<sup>-1</sup>, используется дифференциальное уравнение, которое входит в систему уравнений для конкретного исходного изотопа и цепочки превращений:

$$dN/dt = \sigma \Phi N_0 - \lambda N, \quad (1)$$

где  $N$  — число ядер нуклида в момент времени  $t$ ;  $\sigma$  — микроскопическое сечение реакции (n, γ) образования нуклида, см<sup>2</sup>;  $\Phi$  — плотность потока нейтронов, нейтр./(см<sup>2</sup>·с);  $N_0$  — исходное количество ядер конструкционного материала в момент времени  $t=0$ .

В качестве модели рассмотрены два цилиндрических полых источника одинакового размера, но изготовленных из разных марок стали (рис. 1). В первом случае основной материал сталь 12X18H10T, во втором — сталь 20X13. Габариты источников: высота 150 мм, диаметр 50 мм, толщина стенок 5 мм. Расчеты мощности дозы от протяженного источника, представленные на рис. 2, были произведены при помощи программного пакета Microshield 11.2, с учетом самопоглощения в материале источника и образования рассеянного излучения. Расчет производился по всему спектру излучения образовавшихся в процессе активации радионуклидов.

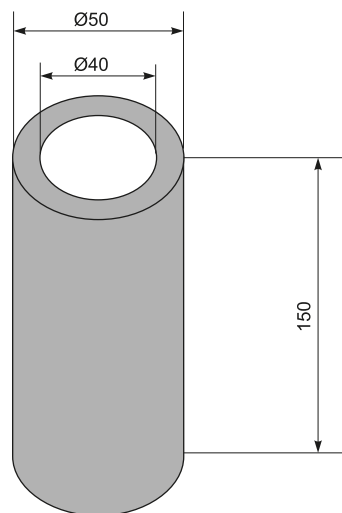


Рис. 1. Конструкция модельного источника

## Результаты

Результаты расчета мощности дозы на расстоянии 10 см от поверхности образцов и активности отдельных радионуклидов в них на момент окончания облучения представлены в таблицах 5—7. При расчете отдельное внимание уделялось радионуклидам с периодом полураспада более 10 суток.

**Таблица 5. Результаты облучения образцов (флюенс тепловых нейтронов  $1 \cdot 10^{16}$  нейтр./см<sup>2</sup>)**

Радиационный фактор	Сталь 12X18H10T	Сталь 20X13
Мощность дозы, мЗв/ч	85	17
Активность, Бк	$7,68 \cdot 10^9$	$1,52 \cdot 10^9$
В том числе активность отдельных изотопов, Бк		
<sup>51</sup> Cr	$1,67 \cdot 10^7$	$1,19 \cdot 10^7$
<sup>54</sup> Mn	$9,35 \cdot 10^3$	$1,13 \cdot 10^4$
<sup>59</sup> Fe	$1,92 \cdot 10^5$	$2,32 \cdot 10^5$
<sup>60</sup> Co	$3,07 \cdot 10^4$	$1,20 \cdot 10^3$
<sup>58</sup> Co	$7,21 \cdot 10^4$	$2,78 \cdot 10^3$

**Таблица 6. Результаты облучения образцов (флюенс тепловых нейтронов  $1 \cdot 10^{17}$  нейтр./см<sup>2</sup>)**

Радиационный фактор	Сталь 12X18H10T	Сталь 20X13
Мощность дозы, мЗв/ч	442	71
Активность, Бк	$2,51 \cdot 10^{10}$	$4,36 \cdot 10^9$
В том числе активность отдельных изотопов, Бк		
<sup>51</sup> Cr	$1,67 \cdot 10^8$	$1,18 \cdot 10^8$
<sup>54</sup> Mn	$9,35 \cdot 10^4$	$1,13 \cdot 10^5$
<sup>59</sup> Fe	$1,92 \cdot 10^6$	$2,32 \cdot 10^6$
<sup>60</sup> Co	$3,07 \cdot 10^5$	$1,19 \cdot 10^4$
<sup>58</sup> Co	$7,21 \cdot 10^5$	$2,77 \cdot 10^4$

**Таблица 7. Результаты облучения образцов (флюенс тепловых нейтронов  $1 \cdot 10^{18}$  нейтр./см<sup>2</sup>)**

Радиационный фактор	Сталь 12X18H10T	Сталь 20X13
Мощность дозы, мЗв/ч	647	105
Активность, Бк	$3,63 \cdot 10^{10}$	$7,74 \cdot 10^9$
В том числе активность отдельных изотопов, Бк		
<sup>51</sup> Cr	$1,64 \cdot 10^9$	$1,16 \cdot 10^9$
<sup>54</sup> Mn	$9,33 \cdot 10^5$	$1,13 \cdot 10^6$
<sup>59</sup> Fe	$1,89 \cdot 10^7$	$2,29 \cdot 10^7$
<sup>60</sup> Co	$3,07 \cdot 10^6$	$1,19 \cdot 10^5$
<sup>58</sup> Co	$7,15 \cdot 10^6$	$2,75 \cdot 10^5$

Расчетные значения мощности дозы на расстоянии 10 см от образцов стали 12X18H10T от 5 до 6 раз выше, чем от образцов стали 20X13. Погрешность расчета не превышает 5%. На момент окончания облучения суммарная активность образцов стали 12X18H10T в среднем в 5 раз выше суммарной активности образцов 20X13 (табл. 8).

**Таблица 8. Сравнение активности образцов из различных марок стали**

Время выдержки, сут	Отношение суммарной активности 12X18H10T/20X13		
	Флюенс тепловых нейтронов, нейтр./см <sup>2</sup>		
	$1 \cdot 10^{16}$	$1 \cdot 10^{17}$	$1 \cdot 10^{18}$
0	5,1	5,8	4,7
1	1,2	1,1	1,2
3	1,3	1,3	1,4
7	1,4	1,4	1,4
15	1,4	1,4	1,4
30	1,4	1,4	1,4
70	1,3	1,3	1,3
150	1,2	1,2	1,2
360	1,0	1,0	1,0

С учетом распада короткоживущих радионуклидов, для безопасного извлечения образцов стали и дальнейшей работы с ними необходимая выдержка составила:

- трое суток для образцов, облученных до флюенса  $1 \cdot 10^{16}$  нейтр./см<sup>2</sup>;
- не менее пяти суток для образцов, облученных до флюенса  $1 \cdot 10^{18}$  нейтр./см<sup>2</sup>.

**Гамма-спектрометрический анализ облученных образцов.** В таблице 9 приведены результаты измерений суммарной активности образцов после краткосрочной выдержки в течение трех и пяти суток.

**Таблица 9. Суммарная активность образцов после краткосрочной выдержки**

Сталь	Суммарная активность, Бк		
	*Флюенс $1 \cdot 10^{16}$ нейтр./см <sup>2</sup>	**Флюенс $1 \cdot 10^{17}$ нейтр./см <sup>2</sup>	**Флюенс $1 \cdot 10^{18}$ нейтр./см <sup>2</sup>
12X18H10T	$1,65 \cdot 10^7$	$1,55 \cdot 10^8$	$1,45 \cdot 10^9$
20X13	$1,22 \cdot 10^7$	$1,19 \cdot 10^8$	$1,07 \cdot 10^9$

\* через 3 суток после облучения;

\*\* через 5 суток после облучения.

Согласно данным, представленным в табл. 9, заметно, что суммарная активность образцов стали 12X18H10T в 1,5 раза больше, чем образцов стали 20X13.

Активность радионуклидов с периодом полураспада менее 10 суток незначительна (составляет менее 1% от суммарной активности). Через 50 суток после облучения большинство идентифицированных в ходе гамма-спектрометрического анализа короткоживущих нуклидов распадутся или будут иметь активность меньше минимально значимой, следовательно, при

Таблица 10. Вклад каждого радионуклида в суммарную активность образца

Нуклид	Вклад нуклида в суммарную активность, %					
	Сталь 12Х18Н10Т			Сталь 20Х13		
	Флюенс $1 \cdot 10^{16}$ нейтр./см <sup>2</sup>	Флюенс $1 \cdot 10^{17}$ нейтр./см <sup>2</sup>	Флюенс $1 \cdot 10^{18}$ нейтр./см <sup>2</sup>	Флюенс $1 \cdot 10^{16}$ нейтр./см <sup>2</sup>	Флюенс $1 \cdot 10^{17}$ нейтр./см <sup>2</sup>	Флюенс $1 \cdot 10^{18}$ нейтр./см <sup>2</sup>
<sup>51</sup> Cr	95,76	95,48	95,17	90,16	90,76	93,46
<sup>59</sup> Fe	1,13	1,12	1,16	1,81	1,82	1,93
<sup>58</sup> Co	0,43	0,43	0,45	0,02	0,02	0,02
<sup>60</sup> Co	0,19	0,19	0,2	0,01	0,01	0,01
<sup>54</sup> Mn	0,06	0,06	0,06	0,09	0,09	0,1

Таблица 11. Отклонения между экспериментальными и теоретическими значениями

Нуклид	δ, %					
	Сталь 12Х18Н10Т			Сталь 20Х13		
	Флюенс $1 \cdot 10^{16}$ нейтр./см <sup>2</sup>	Флюенс $1 \cdot 10^{17}$ нейтр./см <sup>2</sup>	Флюенс $1 \cdot 10^{18}$ нейтр./см <sup>2</sup>	Флюенс $1 \cdot 10^{16}$ нейтр./см <sup>2</sup>	Флюенс $1 \cdot 10^{17}$ нейтр./см <sup>2</sup>	Флюенс $1 \cdot 10^{18}$ нейтр./см <sup>2</sup>
<sup>51</sup> Cr	1,94	4,52	0,73	0,00	1,82	2,56
<sup>54</sup> Mn	1,51	3,63	3,81	0,00	1,79	1,80
<sup>59</sup> Fe	1,64	4,92	1,18	0,45	1,81	0,98
<sup>60</sup> Co	1,63	2,58	4,25	0,00	1,68	2,52
<sup>58</sup> Co	1,57	4,71	2,40	0,37	1,49	0,39

дальнейшем исследовании их можно не учитывать. В табл. 10 приведены радионуклиды, формирующие основной вклад в суммарную активность облученных образцов стали.

В табл. 11 приведены отклонения между экспериментальными и теоретическими значениями наведенной активности рассмотренных нуклидов.

Полученные отклонения измеренных значений от результатов расчета, представленные в табл. 11, сопоставимы с погрешностями измерений.

Во всех облученных образцах стали основной вклад в активность сразу после облучения формирует <sup>51</sup>Cr. В табл. 12 для сравнения измеренных значений активности активационных радионуклидов в образцах стали представлено отношение активности основных радионуклидов для каждого значения флюенса нейтронов.

Таблица 12. Различие активности изотопов в образцах сравнения

Нуклид	Отношение активности изотопов 20Х13/12Х18Н10Т		
	Флюенс $1 \cdot 10^{16}$ нейтр./см <sup>2</sup>	Флюенс $1 \cdot 10^{17}$ нейтр./см <sup>2</sup>	Флюенс $1 \cdot 10^{18}$ нейтр./см <sup>2</sup>
<sup>51</sup> Cr (T <sub>1/2</sub> : 27,7 сут)	0,70	0,73	0,72
<sup>59</sup> Fe (T <sub>1/2</sub> : 44,5 сут)	1,19	1,25	1,23
<sup>58</sup> Co (T <sub>1/2</sub> : 70,9 сут)	0,04	0,04	0,04
<sup>60</sup> Co (T <sub>1/2</sub> : 5,27 года)	0,04	0,04	0,04
<sup>54</sup> Mn (T <sub>1/2</sub> : 312 сут)	1,19	1,24	1,23

Сопоставление активности облученных образцов показало, что для рассматриваемых флюенсов содержание активационных изотопов в стали 20Х13 по сравнению с 12Х18Н10Т:

- <sup>58</sup>Co и <sup>60</sup>Co в ~ 25 раз меньше;
- <sup>51</sup>Cr на ~ 30 % меньше;
- <sup>59</sup>Fe и <sup>54</sup>Mn на 19—25 % больше.

С увеличением времени выдержки суммарная наведенная активность на образцы спадает, и основными дозообразующими нуклидами в дальнейшем будут <sup>60</sup>Co и <sup>54</sup>Mn.

### Обсуждение

Зная радионуклидный состав исследуемых образцов, целесообразно провести сравнение мощности дозы на различных интервалах времени после облучения. При ее расчете принималось расстояние от точки детектирования до источника, равное 10 см, поглощением в воздухе пренебрегли. Для примера на рис. 2 представлено изменение мощности дозы образцов в течение года после облучения (флюенс  $1 \cdot 10^{18}$  нейтр./см<sup>2</sup>).

С увеличением времени выдержки мощность дозы от образцов стали 20Х13 становится заметно ниже, чем 12Х18Н10Т. Оправданы ожидания подобного различия у облученных экспериментальных устройств, изготовленных из исследуемых марок. Такое отличие объясняется различным вкладом сравниваемых изотопов в формирование мощности дозы от образцов (табл. 13 и 14).

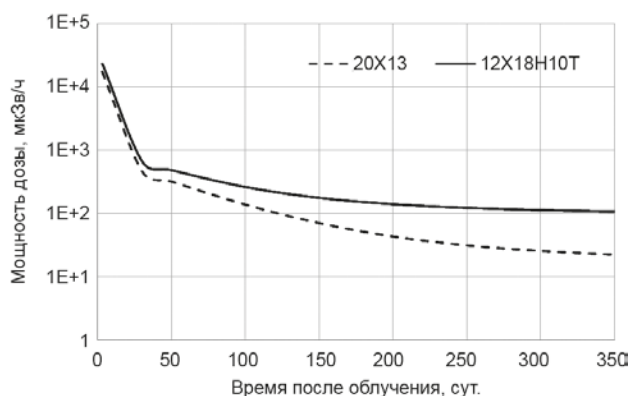


Рис. 2. Изменение мощности дозы

Таблица 13. Вклад изотопов в мощность дозы в периоды выдержки образца стали 12X18H10T

Изотопы	Период выдержки					
	30 сут	50 сут	100 сут	200 сут	300 сут	350 сут
<sup>51</sup> Cr	46%	39%	21%	3%	0,3%	0,1%
<sup>59</sup> Fe	2%	2%	3%	5%	5%	5%
<sup>59</sup> Fe	26%	26%	23%	9%	2%	1%
<sup>60</sup> Co	15%	21%	38%	72%	87%	90%
<sup>58</sup> Co	11%	12%	14%	10%	5%	3%

\* Не рассмотренные короткоживущие радионуклиды в начальный период формируют не более 1% мощности дозы.

Таблица 14. Вклад изотопов в мощность дозы в периоды выдержки образца стали 20X13

Изотопы	Период выдержки					
	30 сут	50 сут	100 сут	200 сут	300 сут	350 сут
<sup>51</sup> Cr	49%	44%	30%	10%	2%	1%
<sup>59</sup> Fe	3%	4%	9%	28%	49%	55%
<sup>59</sup> Fe	47%	50%	57%	48%	23%	13%
<sup>60</sup> Co	1%	1%	3%	12%	25%	31%
<sup>58</sup> Co	1%	1%	1%	2%	1%	1%

\* Не рассмотренные короткоживущие радионуклиды в начальный период формируют не более 1% мощности дозы.

В образце стали 12X18H10T через год после облучения доминирующим изотопом в формировании мощности дозы становится <sup>60</sup>Co. Мощность дозы в образце стали 20X13 через год после облучения обусловлена тремя изотопами <sup>54</sup>Mn, <sup>60</sup>Co, <sup>59</sup>Fe.

Для оценки мощности дозы конструкционных материалов модельного экспериментального устройства был выполнен расчет от продольных источников одинаковых размеров, выполненных из стали 12X18H10T и 20X13 (рис. 1). Расчет проводился в двух точках детектирования: на

расстоянии 2 см от боковой поверхности излучающего протяженного источника и на расстоянии 1 м от него.

Активность источника принималась по полученным экспериментальным данным при облучении образцов стали до флюенса нейтронов  $1 \cdot 10^{18}$  нейтр./см<sup>2</sup>, после выдержки 100 суток. Результаты расчета представлены в табл. 15.

Таблица 15. Результаты расчета мощности дозы от продольного источника

Расстояние (r), см	Мощность дозы, мЗв/ч	
	Сталь 12X18H10T	Сталь 20X13
2	$1,36 \cdot 10^2$	$6,55 \cdot 10^1$
100	$4,01 \cdot 10^{-1}$	$1,93 \cdot 10^{-1}$

Разница в полученных значениях мощностей доз двух рассмотренных марок сталей составляет 51,7%, что указывает на возможность снижения вдвое внешнего облучения работников при обращении с экспериментальными устройствами из стали 20X13. Результат показывает целесообразность перехода для изготовления экспериментальных устройств на сталь 20X13.

Дополнительно рассмотрена ситуация временного хранения использованных облученных экспериментальных устройств в контейнере типа НЗК-150-1,5П. Полезная емкость данного контейнера составляет 1,7 м<sup>3</sup>. Габаритные размеры 1650 × 1650 × 1375 мм, толщина стенок и днища — 150 мм [8]. Выполнен расчет мощности дозы от контейнера для консервативных условий полного, равномерного заполнения по всему объему облученными экспериментальными устройствами из стали каждой рассмотренной марки в отдельности. Масса РАО в контейнере принята 3000 кг. Радиационные характеристики РАО принимались по экспериментальным значениям исследованных образцов сравнения, облученных до флюенса нейтронов  $1 \cdot 10^{18}$  нейтр./см<sup>2</sup>, после выдержки в 100, 465 и 830 суток. Поглощенная мощность дозы рассчитывалась на расстоянии 15 см от боковой поверхности контейнера и на расстоянии двух метров от него. Результаты расчета представлены в табл. 16.

Таблица 16. Мощность дозы от контейнера НЗК-150-1,5П

Расстояние (r), см	Мощность поглощенной дозы, мЗв/ч					
	Сталь 12X18H10T			Сталь 20X13		
	100 сут	465 сут	830 сут	100 сут	465 сут	830 сут
15	114,90	53,24	45,60	52,89	4,09	2,63
200	12,85	5,71	4,87	5,99	0,46	0,29

Для интерпретации результатов таблицы 16 необходимо учитывать вклады изотопов в мощность дозы в периоды выдержки образцов облученной стали 12X18H10T и 20X13 (табл. 13 и 14). Мощность дозы через один год выдержки облученных экспериментальных устройств из стали 12X18H10T будет на 90 % определяться изотопом  $^{60}\text{Co}$  с самым продолжительным значением периода полураспада ( $T_{1/2}$ : 5,27 года) из рассматриваемых радионуклидов. По этой причине снижение мощности дозы будет определяться снижением активности  $^{60}\text{Co}$ . Для соблюдения требований безопасности к транспортировке облученных экспериментальных устройств из стали 12X18H10T потребуется длительное время, что может привести к риску переполнения помещения временного хранения РАО, а как следствие, к сокращению объемов исследований, повышению облучения персонала. За аналогичный период выдержки (1 год) облученной стали 20X13 вклад изотопа  $^{60}\text{Co}$  в мощность дозы не превысит 1/3 от суммарного значения. Основной вклад в формирование мощности дозы будет обусловлен радионуклидами с существенно меньшим периодом полураспада:  $^{54}\text{Mn}$  ( $T_{1/2}$ : 312 сут),  $^{59}\text{Fe}$  ( $T_{1/2}$ : 44,5 сут). Дальнейший распад  $^{54}\text{Mn}$  и  $^{59}\text{Fe}$  приведет к тому, что безопасная транспортировка контейнера с РАО из облученной стали 20X13 будет возможна не ранее чем через четыре года.

### Заключение

Теоретические расчеты и экспериментальные исследования показали возможность оптимизации радиационного воздействия при обращении с экспериментальными устройствами, изготовленными из стали, при облучении которой формируется меньшая доля относительно долгоживущих радионуклидов. В исследованных образцах сравнения, изготовленных из сталей 12X18H10T и 20X13, нейтронное облучение равной интенсивности сформировало источники излучения с различными радиационными характеристиками:

- суммарная активность на момент окончания облучения у образцов стали 12X18H10T в среднем в 5 раз выше суммарной активности образцов стали 20X13;
- мощности дозы на расстоянии 10 см от образцов стали 12X18H10T от 5 до 6 раз выше, чем для стали 20X13;
- в образцах стали 20X13 в 25 раз меньше активность  $^{58}\text{Co}$  и  $^{60}\text{Co}$  и на 30 % меньше активность  $^{51}\text{Cr}$ , чем в образцах стали 12X18H10T.

Различие в соотношении активности радионуклидов с относительно продолжительным периодом распада позволяет ожидать двукратного снижения радиационного воздействия на персонал при операциях с облученными экспериментальными устройствами, если для изготовления будет применяться сталь 20X13 вместо 12X18H10T. Кроме того, изделия из стали 20X13 после облучения в активной зоне исследовательского реактора требуют меньшего времени выдержки для дальнейшего использования, а отработавшие изделия — более короткого периода хранения для безопасной транспортировки, последующего кондиционирования и финальной изоляции.

### Благодарность

Авторы выражают благодарность Гордеевой Дарье Михайловне за помощь в организации и проведении экспериментальной части исследования. Работа выполнена за счет субсидий Минобрнауки РФ на выполнение научной темы FUMN-2024-0001.

### Литература

1. Бобков В. П., Блохин А. И., Румянцев В. Н., Соловьев В. А., Тарасиков В. П. Справочник по свойствам материалов для перспективных реакторных технологий. Том 5. Свойства реакторных сталей и сплавов. — М.: ИздАТ, 2014. 584 с.
2. Екидин А. А., Антонов К. Л. Применение удельного показателя для оценки объемов образования РАО при нормальной эксплуатации АЭС России // Радиоактивные отходы. 2020. № 2 (11). С. 66 — 74. DOI: 10.25283/2587-9707-2020-2-66-74.
3. Shatalin V. A., Desyatov D. D., Ekinin A. A. Waste specific indicator at PWR and BWR nuclear power plants // Nuclear Engineering and Technology. 2024. P. 103307. DOI: 10.1016/j.net.2024.11.009.
4. Кузнецова Н. А., Сахненко О. А. Оценка возможности дезактивации патронных фильтров типа ЭФП // Радиоактивные отходы. 2022. № 2 (19). С. 49—55. DOI: 10.25283/2587-9707-2022-2-49-55.
5. Поспелова А. В., Фетюкова Н. Н., Пьянкова Е. Н. Проведение опытной работы по снижению активности отработавших ионообменных смол // Радиоактивные отходы. 2023. № 2 (23). С. 56—62. DOI: 10.25283/2587-9707-2023-2-56-62.
6. Соболев А. И., Самойлов А. А. Опыт обращения с радиоактивно загрязненным грунтом при выводе из эксплуатации объектов ядерного наследия // Радиоактивные отходы. 2023. № 1 (22). С. 91—101. DOI: 10.25283/2587-9707-2023-1-91-101.

7. Князев И. А. Существующие решения для переплава больших объемов скрапа углеродистой стали применительно к металлам, загрязненным радиоактивными веществами // Радиоактивные отходы. 2021. № 4 (17). С. 57–59. DOI: 10.25283/2587-9707-2021-4-57-59.

8. Сорокин В. Т., Гатауллин Р. М., Свиридов Н. В., Павлов Д. И. Долговечность железобетонных контейнеров типа НЗК-150-1,5П при захоронении радиоактивных отходов 2 класса // Радиоактивные отходы. 2022. № 3 (20). С. 37–49. DOI: 10.25283/2587-9707-2022-3-37-49.

---

### Информация об авторах

Екидин Алексей Акимович, кандидат физико-математических наук, ведущий научный сотрудник, Институт промышленной экологии УрО РАН (620137, Свердловская обл., Екатеринбург, ул. Софьи Ковалевской, д. 20), e-mail: ekidin@mail.ru.

Жуковский Михаил Владимирович, доктор технических наук, главный научный сотрудник, Институт промышленной экологии УрО РАН (620137, Свердловская обл., Екатеринбург, ул. Софьи Ковалевской, д. 20), e-mail: m.zhukovsky@vk.com.

### Библиографическое описание статьи

Екидин А. А., Жуковский М. В. Оптимизация источника образования радиоактивных отходов исследовательской ядерной установки выбором материала для экспериментальных устройств // Радиоактивные отходы. 2025. № 2 (31). С. 18–26. DOI: 10.25283/2587-9707-2025-2-18-26.

---

## OPTIMIZING THE SOURCE OF RADIOACTIVE WASTE GENERATION AT A NUCLEAR RESEARCH FACILITY BASED ON PROPERLY SELECTED MATERIAL FOR EXPERIMENTAL DEVICES

Ekidin A. A., Zhukovsky M. V.

Institute of Industrial Ecology, Ural Branch of the Russian Academy of Sciences, Ekaterinburg, Sverdlovsk region, Russia

Article received on February 11, 2025

*Optimization of radioactive waste generation sources is seen as a most important factor supporting sustainable operation of research nuclear reactors and contributing to lower radiation exposure of personnel. Based on a predictive assessment and experimental data, steel 20X13 was selected as a structural material for experimental devices. Its composition contributes to lower induced activity during irradiation in comparison with the samples made of steel 12X18N10T used widely at the present time. The study evaluates the composition and activity of radionuclides in the irradiated steel samples and calculates the changes in the induced activity of the samples over time. It forecasts the expected dose rate from the experimental device model and the one on the surface of the NZK-150-1.5P container. Production of devices subject to irradiation from steel 20X13 is expected to reduce personnel exposure during product fragmentation by two times, shorten the cooling time before they can be further used after their irradiation in the core, as well as the storage time for spent products before they can be shipped safely for subsequent conditioning and final disposal.*

**Keywords:** radioactive waste, irradiation, steel, activity, dose rate.

### Acknowledgements

The authors would like to acknowledge the contribution of Darya Mikhailovna Gordeeva who assisted in arranging and conducting the experimental part of the study. The research was sponsored from the subsidies provided by the Ministry of Education and Science of the Russian Federation under the research topic FUMN-2024-0001.

### References

1. Bobkov V. P., Blokhin A. I., Rumyantsev V. N., Solovyev V. A., Tarasikov V. P. *Spravochnik po svoystvam materialov dlya perspektivnykh reaktornykh tekhnologiy. Tom 5. Svoystva reaktornykh staley i splavov* [Handbook of Material Properties for Advanced Reactor Technologies. Volume 5. Properties of Reactor Steels and Alloys]. Moscow, Izdat Publ., 2014. 584 p.
2. Ekin A. A., Antonov K. L. *Primenenie udelnogo pokazatelya dlya otsenki obemov obrazovaniya RAO pri normalnoy ekspluatatsii AES Rossii* [Application of a Specific Indicator for the Estimation of Radioactive Wastes Generation Volumes During Normal Operation of Nuclear Power Plants in Russia]. *Radioaktivnye otkhody – Radioactive Waste*, 2020, no. 2 (11), pp. 66–74. DOI: 10.25283/2587-9707-2020-2-66-74.
3. Shatalin V. A., Desyatov D. D., Ekin A. A. *Waste specific indicator at PWR and BWR nuclear power plants. Nuclear Engineering and Technology*, 2024, p. 103307. DOI: 10.1016/j.net.2024.11.009.
4. Kuznetsova N. A., Sakhnenko O. A. *Otsenka vozmozhnosti dezaktivatsii patronnykh filtrov tipa EFP* [Assessment of Capabilities for EFP Cartridge

Filter Decontamination]. *Radioaktivnye otkhody – Radioactive Waste*, 2022, no. 2 (19), pp. 49–55. DOI: 10.25283/2587-9707-2022-2-49-55.

5. Pospelova A. V., Fetyukova N. N., Pyankova E. N. *Provedenie opytnoy raboty po snizheniyu aktivnosti otrabotavshikh ionoobmennyykh smol* [Experimental Study Aimed at Decreasing the Activity of Spent Ion-Exchange Resins]. *Radioaktivnye otkhody – Radioactive Waste*, 2023, no. 2 (23), pp. 56–62. DOI: 10.25283/2587-9707-2023-2-56-62.

6. Sobolev A. I., Samoylov A. A. *Opyt obrashcheniya s radioaktivno zagryaznennym gruntom pri vyvode iz ekspluatatsii obektov yadernogo naslediya* [Experience in the Management of Radioactively Contaminated Soil During the Decommissioning of Nuclear Legacy Facilities]. *Radioaktivnye otkhody – Radioactive Waste*, 2023, no. 1 (22), pp. 91–101. DOI: 10.25283/2587-9707-2023-1-91-101.

7. Knyazev I. A. *Sushchestvuyushchie resheniya dlya pereplava bolshikh obemov skrapa uglerodistoy stali primenitelno k metallam, zagryaznennym radioaktivnymi veshchestvami* [Existing Remelting Solutions for Large Volumes of Carbon Steel Scrap Applied to Treat Metals Contaminated with Radioactive Substances]. *Radioaktivnye otkhody – Radioactive Waste*, 2021, no. 4 (17), pp. 57–59. DOI: 10.25283/2587-9707-2021-4-57-59.

8. Sorokin V. T., Gataullin R. M., Sviridov N. V., Pavlov D. I. *Dolgovechnost zhelezobetonnykh konteynerov tipa NZK-150-1,5P pri zakhoronenii radioaktivnykh otkhodov 2 klassa* [Durability of reinforced concrete containers NZK-150-1.5P during the disposal of radioactive waste class 2]. *Radioaktivnye otkhody – Radioactive Waste*, 2022, no. 3 (20), pp. 37–49. DOI: 10.25283/2587-9707-2022-3-37-49.

---

### Information about the authors

*Ekin Aleksey Akimovich*, PhD in Physics and Mathematics, Leading Researcher, Institute of Industrial Ecology of the Ural Branch of the Russian Academy of Sciences (20, Sof'i Kovalevskoy st., Yekaterinburg, Sverdlovsk region, 620137, Russia), e-mail: [ekidin@mail.ru](mailto:ekidin@mail.ru).

*Zhukovsky Mikhail Vladimirovich*, Doctor of Engineering Sciences, Chief Researcher, Institute of Industrial Ecology of the Ural Branch of the Russian Academy of Sciences (20, Sof'i Kovalevskoy st., Yekaterinburg, Sverdlovsk region, 620137, Russia), e-mail: [m.zhukovsky@vk.com](mailto:m.zhukovsky@vk.com).

### Bibliographic description

Ekin A. A., Zhukovsky M. V. Optimizing the source of radioactive waste generation at a nuclear research facility based on properly selected material for experimental devices. *Radioactive Waste*, 2025, no. 2 (31), pp. 18–26. DOI: 10.25283/2587-9707-2025-2-18-26. (In Russian).