

УДК 621.039.516.22

© 2008

**РЕКОНСТРУКЦИЯ ВЫБРОСОВ В АТМОСФЕРУ <sup>131</sup>I  
ИЗ ТРУБ РАДИОХИМИЧЕСКОГО ПРОИЗВОДСТВА ПО "МАЯК"  
ЗА ПЕРИОД С 1948 ПО 1967 ГГ.**

*Ю.В. Глазilenko, Е.Г. Дрозко, Ю.Г. Макров, Н.П. Пятин, С.И. Ровный  
Россия, г. Озерск, ФГУП "ПО "Маяк"*

*Л.Р. Ансо*

*США, Солт Лейк Сити, Университет штата Юта*

*Б.А. Навье*

*США, г. Ричланд, штат Вашингтон, Северо-Западная Тихоокеанская лаборатория*

Предложена методика и приведены результаты реконструкции выбросов в атмосферу <sup>131</sup>I из труб радиохимических заводов ПО "Маяк" в период с 1948 по 1967 гг. когда отсутствовал непрерывный штатный экспериментальный контроль выбросов. Реконструкция проведена на основе ранее полученных данных о поставках <sup>131</sup>I на радиохимические заводы в составе урана, облученного в промышленных уран-графитовых реакторах ПО "Маяк", с использованием расчетно-экспериментальных данных о распределении йода в технологических растворах и газовых сдувках радиохимических заводов и архивной информации об эффективности улавливания йода на установках очистки газозольных выбросов. Приведены имеющиеся экспериментальные данные о выбросах <sup>131</sup>I из труб радиохимических заводов. Результаты реконструкции, представленные в виде среднемесячных и годовых выбросов <sup>131</sup>I из труб радиохимических заводов "Б" и "ДБ", предполагается использовать для оценки дозы облучения населения, проживающего в 1950-1960-х гг. в районе расположения предприятия.

Известно, что <sup>131</sup>I является одним из наиболее радиационно-опасных радионуклидов, содержащихся в регламентных (и/или аварийных) выбросах ядерных реакторов и заводов по переработке облученного ядерного топлива [1].

Работа посвящена вопросу реконструкции выбросов <sup>131</sup>I в атмосферу из труб радиохимических заводов ПО "Маяк" в период времени, когда отсутствовали штатные системы непрерывного контроля выбросов.

<sup>131</sup>I поступал на радиохимический завод в составе облученного урана из бассейнов выдержки реакторных заводов [2, 3]. При растворении урана в аппарате-растворителе часть <sup>131</sup>I переходила из раствора в газовую фазу и направлялась на выброс в трубу. Оставшаяся часть <sup>131</sup>I поступала с раствором в другие радиохимические аппараты, предназначенные для химического разделения урана, плутония и осколков деления,

и сложным образом перераспределялась по различным технологическим сдувкам и вентиляционным системам [3].

По мере совершенствования радиохимической технологии и методов очистки выбросов, на отдельных технологических сдувках устанавливались те или иные газоочистные аппараты, обладающие различной эффективностью очистки по <sup>131</sup>I. Поэтому, реконструкцию атмосферных выбросов следует проводить с учетом полученной ранее информации о поставках <sup>131</sup>I на радиохимические заводы, о распределении <sup>131</sup>I в газозольных коммуникациях радиохимических заводов, об эффективности улавливания <sup>131</sup>I различными газоочистными системами и о сроках и месте их монтажа на тех или иных коммуникациях с использованием экспериментальных данных контроля выбросов <sup>131</sup>I непосредственно в трубе [3].

## 1. ОСНОВНЫЕ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИЕ ЭТАПЫ ПЕРЕРАБОТКИ ОБЛУЧЕННОГО УРАНА НА РАДИОХИМИЧЕСКИХ ЗАВОДАХ ПО "МАЯК"

Первая партия облученного урана из реактора "А" поступила на радиохимический завод "Б" 22 декабря 1948 г.

Основными этапами технологического процесса на заводе "Б" ("ДБ") были:

- растворение облученных урановых блоков;
- отделение высокоактивных продуктов деления от урана и плутония;
- разделение урана и плутония, получение концентрированного раствора плутония и передача его на плутониевый завод (завод "В").

Для переработки облученного природного урана первоначально была выбрана ацетатно-лантанфторидная технология.

На первом этапе облученные урановые блоки, покрытые алюминиевой оболочкой, подвергались двухстадийной обработке. Первая стадия - растворение алюминиевой оболочки в азотной кислоте с добавкой в качестве катализатора нитрата двухвалентной ртути, а начиная с 1957 г. снятие алюминиевой оболочки производилось в щелочно-нитратной смеси. Вторая стадия - растворение уранового сердечника в азотной кислоте.

Азотнокислый раствор с первой стадии, содержащий алюминий, направлялся на сброс или на длительное хранение в специальные стальные емкости (комплекс "С"). Азотнокислый раствор урана и плутония (образующийся на второй стадии растворения), содержащий продукты деления, в том числе и радиоактивный  $^{131}\text{I}$ , направлялся на дальнейшую переработку, где он подвергался окислительному ацетатному осаждению. Осадок отделялся методом отстаивания и декантации раствора, после чего он подвергался многократной промывке. Маточные растворы и первые порции промывной воды, содержащие основную часть радионуклидов, направлялись на длительное хранение в емкости комплекса "С".

В 1950 г. с целью снижения объемов высокоактивных растворов стали проводить щелочное концентрирование этих растворов. При этом гидроокисные осадки растворяли в азотной кислоте и из полученных растворов методом ацетатного осаждения дополнительно доизвлекали

плутоний и уран, которые затем возвращались в основной технологический процесс.

Начиная с 1952 г. с целью снижения активности в осадке натрийуранилтриацетата стали проводить марганцевую, а затем марганцево-ниобиевую очистку.

До 1951 г. для получения готового продукта параллельно основной технологии использовалась экстракционная технология очистки плутония от радионуклидов и стабильных примесей. Экстрагентом служил этиловый эфир.

Указанные выше ацетатно-фторидная и ацетатно-экстракционная (эфирная) технологии выделения и очистки плутония постоянно совершенствовались, но обе технологии наряду с преимуществами имели и свои существенные недостатки. Поэтому в 1952 г. была внедрена так называемая *цельно-ацетатная технология*, получившая название "ББ", сущность которой заключалась в последовательных окислительно-ацетатном и восстановительно-ацетатном осаждениях, щелочном концентрировании плутония. Гидроокисная пульпа, содержащая основную массу плутония, растворялась в азотной кислоте, раствор упаривался, после чего готовый конечный продукт направлялся на химико-металлургическое производство. Данная технология просуществовала до 1965 г.

В сентябре 1959 г. была пущена первая очередь завода "ДБ", а в июле 1960 г. - его вторая очередь. Завод "ДБ" работал вначале по *цельно-ацетатной осадительной технологии* получения плутония, затем в 1965 году перешел на осадительную ацетатно-сорбционную технологию.

## 2. РАЗВИТИЕ И ВНЕДРЕНИЕ СИСТЕМ ГАЗООЧИСТКИ НА РАДИОХИМИЧЕСКОМ ПРОИЗВОДСТВЕ

Вопрос об образовании в технологических процессах радиоактивных аэрозолей и газов, таких как  $^{131}\text{I}$ , и об их выделении из аппаратов впервые возник еще в 1946 г. Предполагалось, что йод в растворе и газах будет находиться как в атомарном состоянии, так и в виде химических соединений.

Начиная с декабря 1948 г. на узлах растворения после дефлегматоров на газовых коммуникациях, отходящих от аппаратов-растворителей, были установлены силикагелевые

колонны с азотнокислым серебром для улавливания  $^{131}\text{I}$ . Каждый аппарат-растворитель был оснащен двумя колоннами – рабочей и резервной. Загрузка одной колонны составляла 370 кг сорбента с содержанием серебра от 8,3 до 9,6 % масс. Размер зерна находился в диапазоне от 1,5 до 3,5 мм. Срок службы одной колонны составлял от трех до шести месяцев. Коэффициент очистки силикагелевых колонн из-за низких рабочих температур поглотителя за время эксплуатации снижался с ~370 до 4. После шести месяцев работы сорбент заменялся.

На других технологических и вентиляционных сдвухах газоочистное оборудование отсутствовало, и сброс осуществлялся без очистки. Эта ситуация сохранялась до середины 1951 г.

В 1951–1953 гг. на технологических сдвухах радиохимического завода были установлены супер осадители тонких аэрозолей (СОТАР). Вначале СОТАРы были установлены только на аппаратах-растворителях после дефлегматоров, в которых отделялись наиболее крупные брызги раствора. После СОТАРов сбросы направлялись на подогреватели газа перед поступлением его на силикагелевые колонны. Коэффициент очистки СОТАРа по  $^{131}\text{I}$  составлял от 1,5 до 2. Начиная с 1958 г. СОТАРы начинают один за другим отключать из-за их коррозионного разрушения.

В сентябре 1959 г. на радиохимическом заводе был введен в эксплуатацию скруббер Вентури для очистки технологических сдувок. Средний суммарный коэффициент очистки скруббера Вентури и силикагелевых колонн для узла растворения составлял ~10.

В апреле 1961 г. из-за низкого коэффициента очистки была показана нецелесообразность эксплуатации силикагелевых колонн на радиохимическом заводе и необходимость их замены на скруббер Вентури. Силикагелевые колонны были выведены из эксплуатации в конце 1962 г.

В 1963 г. на заводе “Б” была завершена переработка облученного урана с относительно невысокой выдержкой. В дальнейшем на заводе “Б” перерабатывали только уран с временем выдержки более 3 лет. В этот период времени на заводе “Б” выброс  $^{131}\text{I}$  производился только из зданий, где осуществлялась регенерация ацетиленовых растворов, поступающих с завода “ДБ”.

На заводе “ДБ” технологические газы поступали в две большие трубы. До мая 1963 г.

единственным газоочистным устройством на всех технологических сдвухах являлся СОТАР. Его эффективность очистки по  $^{131}\text{I}$  составляла от 50 до 55 %. На узлах растворения после СОТАРов были установлены силикагелевые колонны.

Сорбент колонн представлял собой силикагель, пропитанный азотнокислым серебром. Колонны работали только в период растворения урана и выдачи продукта. Подогрев сорбента осуществлялся за счет парового подогревателя, который обеспечивал температуру сорбента от 90 до 105 °С. Срок службы одной колонны по проекту составлял 6 месяцев. Коэффициент очистки в процессе эксплуатации снижался от 300 до 4.

### 3. РАСПРЕДЕЛЕНИЕ ЙОДА В ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ ГАЗОВЫХ ПОТОКАХ РАДИОХИМИЧЕСКИХ ЗАВОДОВ

На основе анализа большого числа экспериментальных архивных данных была построена математическая модель распределения  $^{131}\text{I}$  в основных технологических растворах и газовых сдвухах радиохимических заводов “Б” и “ДБ”.

Следует отметить, что наиболее детальные исследования распределения  $^{131}\text{I}$  по всем технологическим потокам завода “ДБ” были выполнены в 1963 г. Поэтому, при разработке модели распределения йода по технологическим потокам руководствовались результатами комплексных исследований, полученными в августе-ноябре 1963 г. Распределение  $^{131}\text{I}$  рассчитывалось с учетом динамики внедрения газоочистного оборудования, его коэффициентов очистки, а также изменений в технологическом процессе.

Эффективность эксплуатации всего набора используемого газоочистного оборудования (с учетом распределения  $^{131}\text{I}$  во всех основных технологических и вентиляционных потоках радиохимического завода) будем характеризовать коэффициентом выброса  $K$ , который определяется как отношение активности  $^{131}\text{I}$ , поступившего в атмосферу через выбросную трубу с различными технологическими и вентиляционными сдвухами  $\delta$ , к соответствующей активности, поставленной на радиохимический завод с облученным ураном. При расчетах значенный коэффициента выброса  $K$  учитывалось, что ~2 %  $^{131}\text{I}$  от поступившего в аппарат-раствор

ритель радиохимического завода переходит в жидкие радиоактивные отходы с конденсатом выносной трубы ( $\delta_0 = 0,020$ ):  $K = \sum \delta_i - \delta_0$ .

На основании разработанной модели была выполнена реконструкция коэффициента выброса  $^{131}\text{I}$  в атмосферу.

Для примера, на рис. 1 и 2 приведены данные о распределении  $^{131}\text{I}$  в различных технологических сдвухах завода "Б" в 1949 г. и завода "ДБ" в августе-ноябре 1963 г.

В табл. 1 и 2 приведены расчетные (реконструированные) значения коэффициента выброса  $^{131}\text{I}$  для заводов "Б" и "ДБ" за рассматриваемый период их эксплуатации.

#### 4. МЕТОДИКА И РЕЗУЛЬТАТЫ КОНТРОЛЯ ВЫБРОСА РАДИОЙОДА В АТМОСФЕРУ НА РАДИОХИМИЧЕСКОМ ПРОИЗВОДСТВЕ

Основная проблема контроля выбросов  $^{131}\text{I}$  из труб радиохимического производства ПО "Маяк" была связана с высокой влажностью (кислотностью) и высоким содержанием газовой смеси.

В период с 1958 по 1965 гг. для улавливания газообразного  $^{131}\text{I}$  на радиохимическом производстве применялся 0,1 N раствор  $\text{Na}_2\text{S}_2\text{O}_3$  (гипосульфита натрия) [3]. Считалось, что в условиях завода "Б" это был наиболее эффективный поглотитель для улавливания йода. Для анализа использовали 5 барботеров, наполненных 20 мл каждый. Статистические данные свидетельствовали о том, что на одном барботере оседает ~5 % от всей активности газообразного йода, поступившей на барботер. Таким образом, для улавливания хотя бы 90 % активности необходимо было поставить 40 барботеров, что было практически невозможно. Поэтому, определение активности  $^{131}\text{I}$  в анализируемом потоке основывалось на обработке результатов анализа объемной активности  $^{131}\text{I}$  в поглотителе первых 5-ти барботеров  $N_1, N_2, N_3, N_4, N_5$ .

Если предположить, что коэффициент проскока  $P = (1 - 0,05) = 0,95$  остается постоянным для всех барботеров, то общую активность по йоду можно представить в виде суммы ряда убывающей геометрической прогрессии:

$$N = \sum_{n=0}^{n=\infty} 0,95^n N_1 = \frac{N_1}{1 - 0,95} = 20 N_1$$

Накопление активности на первых двух барботерах обычно не соответствовало геометрической прогрессии со знаменателем 0,95 (вследствие изменения сорбционной способности гипосульфита за счет попадания в него паров азотной кислоты), поэтому, суммарная активность подсчитывалась по формуле:

$$N = N_1 + N_2 + 18,2 N_{cp},$$

$$\text{где } N_{cp} = \frac{N_3 + N_4 + N_5}{3}.$$

Мишени для измерения активности  $^{131}\text{I}$  готовились на кусочках из бумажной калки. После отбора газовой пробы из поглотителя каждого барботера изготавливались 2 мишени по 0,1 мл. Измерение активности на мишенях производилось на радиометрической установке типа "Б" с ториевом счетчиком (толщина слоишки ~2,7 мг/см<sup>2</sup>).

Одним из основных недостатков используемой методики являлся дискретный ("разовый") характер отбора проб. Продолжительность отбора пробы составляла обычно не более 1 ч, а периодичность измерений - 3-4 раза в месяц. Применяемый на заводе "ДБ" отбор проб являлся "предвзятым", так как проводился преимущественно в моменты наибольшего выброса, соответствующего времени растворения урановых блоков. В результате специального исследования, при длительных круглосуточных измерениях объемной активности газовой смеси на заводе "ДБ" было установлено, что неравномерность выбросов при "разовом" отборе проб приводила к значительному (до трех раз) завышению интегрального (суточного) значения выброса.

Достоверность этих результатов в настоящее время оценить невозможно. Поэтому, в данной работе приводятся первичные результаты измерений, без использования каких-либо поправочных коэффициентов. В табл. 3 приведены сохранившиеся архивные данные об интегральных годовых выбросах  $^{131}\text{I}$  из труб заводов "Б" и "ДБ", полученные путем суммирования (усреднения) результатов "разовых" измерений.

Наиболее достоверными результатами измерений выбросов  $^{131}\text{I}$  из труб радиохимических заводов следует считать результаты, полученные после 1970 г., так как в этот период времени на заводах была внедрена методика непрерывного контроля с использованием специальных фильтров "МАИ", а время экспозиции фильтров составляло 3-5 сут.

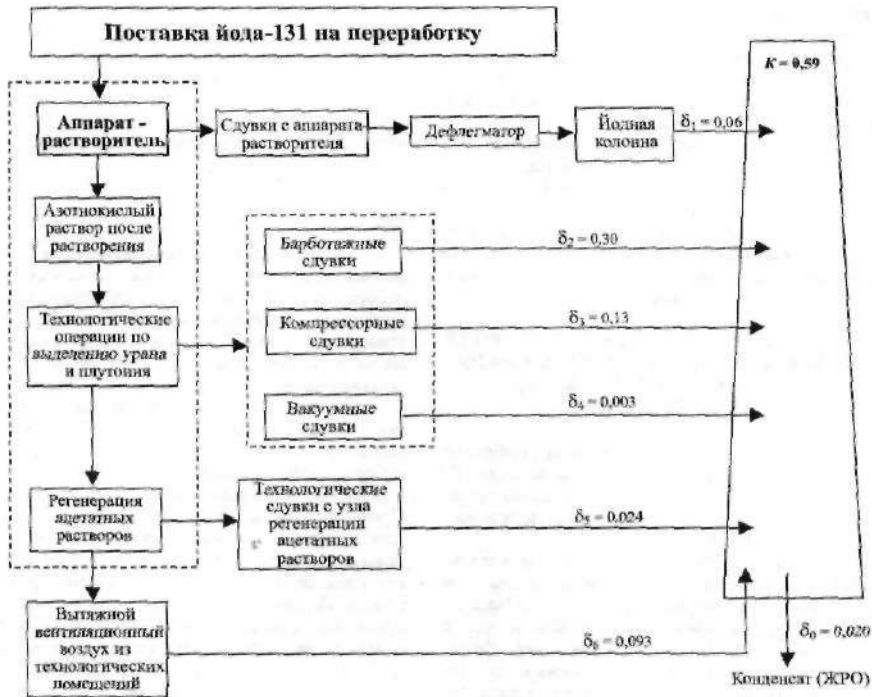


Рис. 1. Распределение  $^{131}\text{I}$  по технологическим и вентиляционным сдувкам завода "Б" (1949-1952 гг.)

Таблица 1

Расчетные оценки (минимальная, максимальная и наиболее вероятная) коэффициента выброса  $^{131}\text{I}$  на заводе "Б" (1948-1964 гг.)

Период переработки	Коэффициент выброса		
	min	max	наиболее вероятный
Декабрь 1948 г. - октябрь 1952 г.	0,42	0,75	0,59
Октябрь 1952 г. - 1953 г.	0,40	0,74	0,57
1954 г. - июль 1957 г.	0,22	0,39	0,30
Июль-август 1957 г.	0,20	0,37	0,28
Сентябрь 1959 г. - октябрь 1962 г.	0,19	0,36	0,23
Октябрь-декабрь 1962 г.	0,23	0,39	0,31
1963-1964 гг.	0,010	0,014	0,012

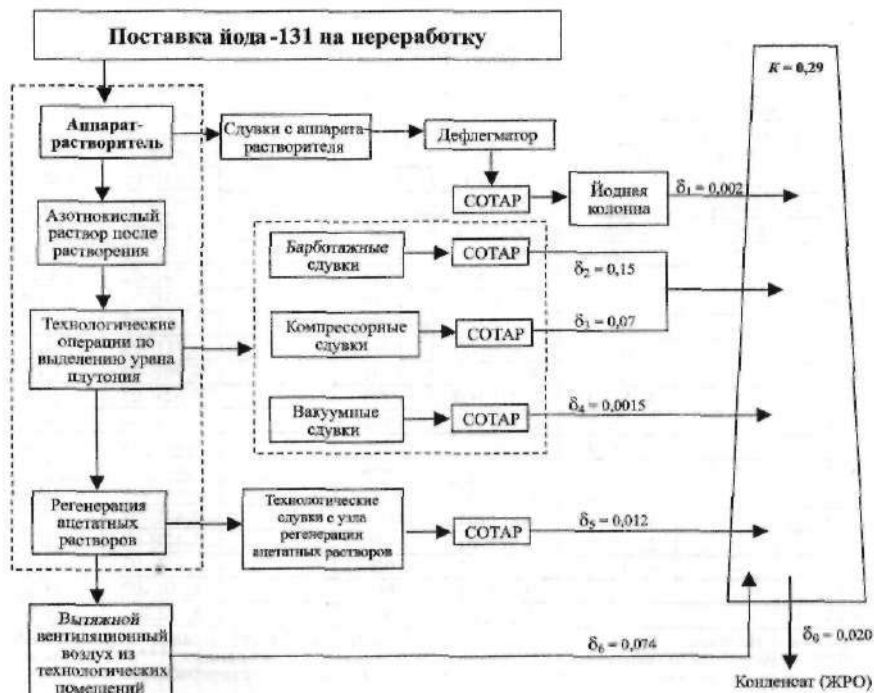


Рис. 2. Распределение <sup>131</sup>I по технологическим и вентиляционным сдувкам завода "ДБ" (август-ноябрь 1963 г.)

Таблица 2

Расчетные оценки (минимальная, максимальная и наиболее вероятная) коэффициента выброса <sup>131</sup>I на заводе "ДБ" (1959-1967 гг.)

Период переработки	Коэффициент выброса		
	min	max	наиболее вероятный
Сентябрь 1959 г. – ноябрь 1960 г.	0,21	0,41	0,31
Ноябрь 1960 г. – декабрь 1960 г.	0,23	0,40	0,31
Январь 1961 г. – март 1963 г.	0,18	0,40	0,29
Март-май 1963 г.	0,18	0,59	0,36
Май 1963 г. – декабрь 1966 г.	0,16	0,42	0,29
Декабрь 1966 г. – июль 1967 г.	0,16	0,41	0,28
Июль 1967 г. – май 1968 г.	0,15	0,40	0,27

Таблица 3

Результаты контроля выброса  $^{131}\text{I}$  в атмосферу радиохимическими заводами ПО "Маяк" за период с 1965 по 2002 гг.

в Ки/год

Год	Мощность выброса $^{131}\text{I}$ из источников			Год	Мощность выброса $^{131}\text{I}$ из источников		
	завод "Б" (РТ-1)	завод "ДБ" *			завод "Б" (РТ-1)	завод "ДБ" *	
		труба 1	труба 2			труба 1	труба 2
1965	2,53E+02	н/д	1,52E+03	1984	~	5,33E-02	2,88E-01
1966	5,43E+01	н/д	1,53E+03	1985	~	3,97E-02	1,31E-01
1967	1,69E+01	н/д	3,21E+02	1986	~	1,20E-02	6,00E-02
1968	***	н/д	1,66E+02	1987	~	1,59E-02	3,30E-02
1969	~	н/д	1,04E+02	1988	~	1,74E-02	1,53E-03
1970	~	н/д	1,03E+02	1989	~	2,93E-02	НПО***
1971	~	н/д	3,26E+01	1990	~	3,92E-02	НПО
1972	~	н/д	1,98E+00	1991	~	4,71E-02	НПО
1973	~	н/д	8,11E+00	1992	~	8,90E-03	НПО
1974	~	4,88E-01	9,03E+00	1993	~	3,62E-03	НПО
1975	~	1,16E-01	2,79E+00	1994	~	5,25E-03	НПО
1976	~	7,10E-02	2,06E+00	1995	~	5,11E-03	НПО
1977	****	1,72E-01	1,55E+00	1996	~	7,69E-03	НПО
1978	~	1,41E-01	6,63E-01	1997	~	6,61E-03	НПО
1979	~	8,65E-02	3,75E-01	1998	~	2,43E-03	НПО
1980	~	2,56E-01	3,52E-01	1999	~	3,41E-03	НПО
1981	~	9,13E-02	8,96E-01	2000	~	3,21E-03	НПО
1982	~	1,02E-01	9,44E-01	2001	~	1,29E-02	НПО
1983	~	1,02E-01	5,26E-01	2002	~	3,16E-02	НПО

Примечание: \* На заводе "ДБ" выбросы производились в две трубы; \*\* В 1967 г. завод "Б" был остановлен; \*\*\* НПО – измеряемая активность ниже предела определения, н/д – нет данных; \*\*\*\* С 1977 г. на базе бывшего завода "Б" был введен в эксплуатацию завод "РТ-1", на котором перерабатывалось облученное топливо атомных электростанций с выдержкой не менее 3–5 лет.

В 1987 г. завод "ДБ" был закрыт. Выбросы завода РТ-1, пушенного в эксплуатацию в 1977 г., были направлены в старую трубу завода "Б" и в трубу 1 завода "ДБ". В эту же трубу были направлены выбросы одного из цехов радиохимического завода и слудки банок, в которых хранятся жидкие ВАО из комплекса "С". В выбросах трубы 1 завода "ДБ" до настоящего времени продолжает регистрироваться  $^{131}\text{I}$ . Специальными исследованиями было показано, что источник образования этого йода напрямую не связан с реакторным происхождением, а обусловлен процессом спонтанного деления ядер кюрия ( $^{24}\text{Cm}$ ) и других транскюриевых нуклидов (например,  $^{251}\text{Cf}$ ) [4].

##### 5. РЕЗУЛЬТАТЫ РЕКОНСТРУКЦИИ ВЫБРОСОВ $^{131}\text{I}$ ИЗ ТРУБ РАДИОХИМИЧЕСКИХ ЗАВОДОВ ЗА ПЕРИОД С 1948 по 1967 гг.

Расчетные исследования по реконструкции выбросов  $^{131}\text{I}$  в атмосферу из труб радиохимических заводов "Б" и "ДБ" выполнены с использованием:

– расчетных данных о поставках  $^{131}\text{I}$  с облученным ураном из бассейнов выдержки реакторных заводов [2, 3];

– реконструированных значений "коэффициентов выброса" по  $^{131}\text{I}$  (см. табл. 1 и 2).

Результаты реконструкции приведены в табл. 4, 5 и на рис. 3, 4.

Таблица 4

Результаты реконструкции суммарного поступления  $^{131}\text{I}$  на заводы "Б" и "ДБ" и расчетные интегральные оценки выбросов в атмосферу за период с 1948 по 1967 гг.

в кКи

Завод	Поступило на завод	Выброшено в атмосферу (оценки)		
		минимальные	максимальные	наиболее вероятные
"Б"	2025,6	709,3	1267,0	990,9
"ДБ"	40,3	8,0	19,8	13,9
"Б" + "ДБ"	2065,9	717,3	1286,8	1004,8

Таблица 5

Результаты реконструкции годовых выбросов  $^{131}\text{I}$  в атмосферу из труб заводов "Б" и "ДБ" за период с 1948 по 1967 гг. (максимальные, минимальные и наиболее вероятные оценки) в сравнении с экспериментальными данными о суммарном выбросе  $^{131}\text{I}$  из всех труб заводов "Б" и "ДБ" (см. табл. 3)

в кКи/год

Год	Завод "Б"			Завод "ДБ"			Результаты измерений "Б" + "ДБ" *
	min	max	наиболее вероятные	min	max	наиболее вероятные	
1948	18,3	32,6	25,7	—	—	—	—
1949	279,8	499,6	393,1	—	—	—	—
1950	115,6	206,5	162,5	—	—	—	—
1951	119,2	212,8	167,4	—	—	—	—
1952	19,2	34,3	27,0	—	—	—	—
1953	9,9	18,3	14,1	—	—	—	—
1954	82,7	146,5	112,7	—	—	—	—
1955	28,1	49,7	38,3	—	—	—	—
1956	13,1	23,3	17,9	—	—	—	—
1957	7,3	13,2	10,1	—	—	—	7,3
1958	13,8	25,6	19,4	—	—	—	20,1
1959	0,27	0,51	0,35	0,08	0,15	0,12	—
1960	1,79	3,39	2,17	1,40	2,61	1,97	2,0
1961	0,03	0,06	0,04	0,07	0,16	0,12	1,1
1962	0,24	0,45	0,30	1,01	2,66	1,83	1,3
1963	0,04	0,10	0,07	3,73	9,79	6,76	1,8
1964	0,005	0,01	0,009	0,48	1,26	0,87	1,9
1965	0,004	0,01	0,008	0,44	1,16	0,80	1,85
1966	0,008	0,02	0,01	0,77	2,02	1,39	1,6
1967	0,006	0,02	0,01	0,10	0,40	0,32	0,35
Всего	709,3	1267,0	990,9	8,0	19,8	13,9	—

Примечание. \* Приведены значения суммарного выброса из всех труб заводов "Б" и "ДБ" с учетом выбросов из банок хранения ВАО (комплекс "С") и выбросов радиоизотопного завода, на котором периодически производились работы с растворами, содержащими  $^{131}\text{I}$ .



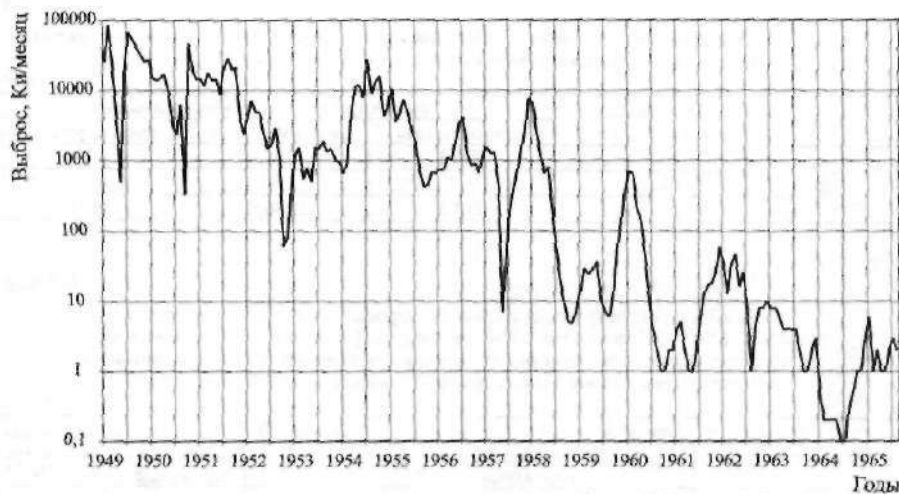


Рис. 3. Результаты реконструкции помесечных выбросов  $^{131}\text{I}$  в атмосферу из труб завода "Б" (наиболее вероятные оценки)

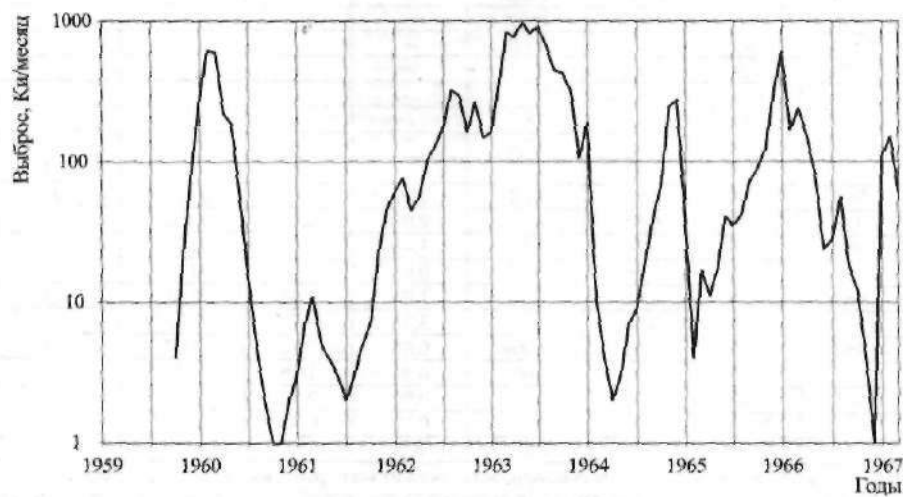


Рис. 4. Результаты реконструкции помесечных выбросов  $^{131}\text{I}$  в атмосферу из труб завода "ДБ" (наиболее вероятные оценки)

Анализируя полученные результаты (см. табл. 5), следует отметить, что реконструированные данные, в целом, соответствуют архивным, а существующие расхождения могут быть обусловлены следующими особенностями используемых в начале 1960-х гг. экспериментальных методов контроля выбросов:

- трудностями улавливания всех форм йода в условиях высокой засоленности и кислотности отбираемой паровоздушной смеси;
- проблемами регистрации и измерения активности  $^{131}\text{I}$  в период отсутствия гамма-спектрометрических установок;
- проблемами усреднения и интегрирования получаемых результатов “разовых” измерений в условиях неравномерной циклично изменяющейся мощности выбросов и др.

Неравномерный характер выбросов  $^{131}\text{I}$  в атмосферу (см. рис. 3 и 4) обусловлен, главным образом, изменением продолжительности хранения облученного урана в бассейнах выдержки реакторных заводов [5]. Следует отметить, что начиная с 1960-х гг. на радиохимических заводах был внедрен режим планового регулирования выбросов  $^{131}\text{I}$  в атмосферу (режим переработки облученного урана), при котором в летний период времени на переработку направлялся уран с большим временем выдержки, чем в зимний период.

## ВЫВОДЫ

1. Проанализирована имеющаяся на предприятии архивная документация за период с 1948 по 1988 гг., касающаяся вопросов эксплуатации газоочистного оборудования, разработки и внедрения методов улавливания  $^{131}\text{I}$ , а также совершенствования технологических режимов переработки облученного урана, с учетом процессов отгонки и закиповки йодсодержащих растворов. Особое внимание уделено периоду 1950–1960 гг., когда выдержка урановых блоков, поступающих на радиохимические заводы, была минимальной.

2. Приведены расчетные результаты реконструкции выбросов  $^{131}\text{I}$  из труб радиохимического производства за период с 1948 по 1967 гг., полученные с использованием данных о поставках йода на радиохимические заводы в составе облученного урана и оцененных значений “коэффициентов выброса” йода на радиохимических заводах “Б” и “ДБ” (макси-

мальные, минимальные и наиболее вероятные оценки).

3. Показано, что всего с выбросами в атмосферу из труб радиохимических заводов поступило от 0,72 млн. Ки (минимальные оценки) до 1,3 млн. Ки (максимальные) при наиболее вероятном значении – 1,0 млн. Ки  $^{131}\text{I}$ . Отмечено, что основная часть  $^{131}\text{I}$  – 0,90 млн. Ки (90 %) поступила в атмосферу из трубы завода “Б” в период с 1948 по 1954 гг., при этом суммарный выброс из труб завода “ДБ” за весь период его эксплуатации оценивается ~14 кКи (~1,4 %).

4. Полученные результаты предполагается использовать для оценки дозы облучения жителей г. Озерска и других ближайших к ПО “Маяк” населенных пунктов.

*Работа выполнена в рамках проекта 1.4 JCCRER.*

## ЛИТЕРАТУРА

1. Ильин Л.А. и др. Радиоактивный йод в проблеме радиационной безопасности. – М.: Атомиздат, 1972. – 272 с.
2. Глаголенко Ю.В., Дрожко Е.Г., Мокров Ю.Г. и др. Методика реконструкции радионуклидного состава и активности осколков деления, накапливающихся в облученном уране на момент его радиохимической переработки на заводе “Б” ПО “Маяк” в начале 1950-х гг. // Вопросы радиац. безопасности. – 2008. – Спецвыпуск. – С. 35–51.
3. Реконструкция выбросов в атмосферу йода-131 из труб радиохимического производства ПО “Маяк” за период с 1948 по 1970 гг. Часть II. Результаты реконструкции выбросов йода-131 из труб реакторного и радиохимического производства: Отчет по проекту 1.4 JCCRER / ПО “Маяк”; Мокров Ю.Г., Пятин Н.П., Ровный С.И. и др. – Озерск, 2007. – 37 с.
4. Мокров Ю.Г. Оценка значений некоторых радиационных параметров облученного топлива ВВЭР-440 // Вопросы радиац. безопасности. – 1998. – № 1. – С. 45–54.
5. Глаголенко Ю.В., Дрожко Е.Г., Мокров Ю.Г. и др. Оценка эффективного времени хранения облученного урана в бассейне выдержки реактора “А” за период 1948–1954 гг. // Вопросы радиац. безопасности. – 2006. – № 3. – С. 75–79.