

РЕКОНСТРУКЦИЯ ДОЗ, ПОЛУЧЕННЫХ НАСЕЛЕНИЕМ ОЗЕРСКА В РЕЗУЛЬТАТЕ ДЕЯТЕЛЬНОСТИ ПО "МАЯК"

1

УДК 621.039.574.3

© 2008

МЕТОДИКА И РЕЗУЛЬТАТЫ РЕКОНСТРУКЦИИ ВЫБРОСОВ ИНЕРТНЫХ РАДИОАКТИВНЫХ ГАЗОВ ИЗ ТРУБ ГРАФИТОВЫХ РЕАКТОРОВ ПО "МАЯК" ЗА ВЕСЬ ПЕРИОД ИХ ЭКСПЛУАТАЦИИ

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

Л.Р. Ансо

США, Солт Лейк Сити, Университет штата Юта

Б.А. Нанье

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

Приведен краткий анализ конструктивных особенностей и режимов эксплуатации промышленных уран-графитовых реакторов (ПУГР) ПО "Маяк", определяющих мощность выброса в атмосферу инертных радиоактивных газов (ИРГ) активационного (^{41}Ar) и осколочного происхождения (изотопы криптона и ксенона) через выбросную трубу. Проанализирована информация о методах и результатах экспериментального определения мощности выбросов ИРГ в атмосферу за период с 1965 г. до вывода ПУГР из эксплуатации (1987–1990 гг.). Предложена и обоснована расчетная методика реконструкции выбросов ИРГ в атмосферу, и приведены результаты реконструкции. Показано, что максимальная мощность выброса ИРГ из высоких труб ПУГР наблюдалась в 1950-х гг., когда графитовая кладка реакторов продувалась обычным атмосферным воздухом, а аппараты газоочистки (проточные газосодержатели) еще не были установлены.

Производственное объединение "Маяк" (ПО "Маяк") было создано в конце 1940-х гг. по специальному решению Правительства СССР для производства оружейного плутония.

В ранний период деятельности (1948–1960 гг.) ПО "Маяк" производило регламентные (предусмотренные техническим проектом) и аварийные выбросы в атмосферу газообразных радиоактивных отходов. В результате атмосферных выбросов радиоактивному загрязнению подверглись обширные территории в районе расположения предприятия, а жители ближайших населенных пунктов – радиационному воздействию.

Мощные газозвуковые выбросы радионуклидов в атмосферу в первые годы работы предприятия были обусловлены несовершенством существовавших в тот период времени технологий обращения с РАО, отсутствием эффективного газоочистного оборудования и

знаний о поведении радиоактивных веществ в объектах окружающей среды.

Результаты предварительных исследований, выполненных специалистами ПО "Маяк" в 1990-х гг., показывают [1, 2], что в первые годы работы предприятия (1948–1960 гг.) основной вклад в дозу облучения населения могли вносить газоаerosольные выбросы йода-131 (^{131}I) радиохимического производства и выбросы инертных радиоактивных газов (ИРГ) реакторного производства.

Основной целью проводимых в настоящее время на ПО "Маяк" исследований по проекту I.4 JCCREER является уточнение радиационных доз облучения жителей г. Озерска и других ближайших к ПО "Маяк" населенных пунктов, обусловленных газозаerosольными выбросами радионуклидов из труб предприятия.

Следует отметить, что регулярный экспериментальный контроль мощности выброса

радионуклидов в атмосферу был организован только в середине 1960-х гг. Анализ имеющейся на ПО "Маяк" архивной научно-технической документации показывает, что в период 1948–1958 гг. в различных подразделениях предприятия проводились попытки оценить мощность атмосферных выбросов. Эти измерения имели эпизодический характер, а вопрос о достоверности и представительности полученных результатов требует дополнительного изучения.

В период с 1958 по 1963 гг. на ПО "Маяк" планомерно проводился большой комплекс работ, направленных на сокращение выбросов радионуклидов в атмосферу путем установки (монтажа) различных типов газоочистного оборудования и отработки оптимальных режимов его эксплуатации. В этот же период времени на предприятии проводились исследования, направленные на разработку и совершенствование специализированных штатных инструментальных методов контроля выбросов, создание методик контроля содержания активности в газовых и аэрозольных потоках, монтаж и установку пробоотборных систем непосредственно в полости выбросных труб.

Таким образом, реконструкцию выбросов радиоактивных веществ в атмосферу из труб реакторного и радиохимического производства в период 1948–1963 гг. можно выполнить только на основе расчетных методик с использованием архивной технологической документации о режимах работы основного оборудования и систем газоочистки.

1. КРАТКОЕ ОПИСАНИЕ КОНСТРУКЦИИ И РЕЖИМОВ ЭКСПЛУАТАЦИИ УРАН-ГРАФИТОВЫХ РЕАКТОРОВ

На ПО "Маяк" в разное время (табл. 1)

эксплуатировались пять промышленных уран-графитовых реакторов (ПУГР).

Компоновочные схемы всех пяти ПУГР ПО "Маяк" были однотипны (рис. 1) и отличались только размерами и незначительными конструкционными особенностями [3].

Рассмотрим конструкцию ПУГР на примере реактора "А". Графитовая кладка реактора (8) представляет собой вертикальный цилиндр, собранный из прямоугольных графитовых кирпичей в виде колонн. В центральных колоннах графитовых кирпичей имеются сквозные вертикальные отверстия, в которые устанавливаются алюминиевые трубы (технологические каналы) для размещения в них урановых блоков. Урановый блок представляет собой цилиндр из металлического урана естественного обогащения, помещенный в алюминиевую оболочку. По зазору между внутренней стенкой технологического канала и оболочкой уранового блока подавалась охлаждающая вода. Вода из оз. Кзылыташ (водоем В-2) подавалась по трубопроводу (2) через групповой коллектор (1) раздачи воды по каналам. Периферийные колонны графитовой кладки изготовлены из сплошных кирпичей (без отверстий под каналы) и служили боковым отражателем нейтронов.

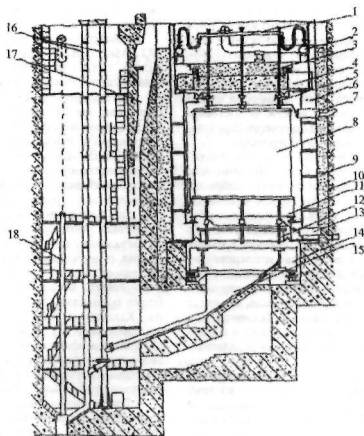
Графитовая кладка размещается на горизонтальной опорной конструкции (11). Боковая биологическая защита реактора выполнена из баков с водой (6), слоя песка (9) и бетона (10). Верхняя часть конструкции (11) боковой биологической защиты реактора (3) представляет собой стальную конструкцию в виде барабана, пропизанного решеткой труб для установки технологических каналов. Внутренняя часть конструкции заполнена смесью песка, чугунной дробы и залита цементным раствором.

Технологические алюминиевые трубы ус-

Таблица 1

Сроки эксплуатации ПУГР ПО "Маяк"

Реактор	Начало эксплуатации	Конец эксплуатации	Примечания
А	Июль 1948 г.	Июль 1987 г.	—
АВ-1	Июль 1950 г.	Август 1989 г.	Реакторы АВ-1, АВ-2 и АВ-3 выполнены по одному проекту
АВ-2	Апрель 1951 г.	Июль 1990 г.	
АВ-3	Сентябрь 1952 г.	Ноябрь 1990 г.	
АИ	Декабрь 1951 г.	Май 1987 г.	—



1 – групповой коллектор подачи воды; 2 – трубопровод подачи воды в реактор; 3 – верхняя биологическая защита; 4 – верхняя опорная конструкция; 5 – переходные детали ячейки реактора; 6 – баки водяной защиты; 7 – барабан трубок подачи азота; 8 – графитовая кладка реактора; 9 – монтажное пространство, засыпанное песком; 10 – боковая бетонная биологическая защита; 11 – промежуточная опорная конструкция; 12 – сливной бак; 13 – барабан трубок контроля влажности газа, продуваемого через реактор; 14 – нижняя опорная конструкция; 15 – разгрузочный бункер; 16 – разгрузочные шахты; 17 – сухая шахта; 18 – аварийный ковш.

Рис. 1. Компонентная схема реактора “А”

танавливались сверху в ячейки реактора (5). В верхней части каждой технологической трубы располагалось специальное устройство для загрузки урановых блоков и подачи охлаждающей воды (через групповой коллектор (1)). Нижняя часть каждой технологической трубы опиралась на специальное запорное устройство, предназначенное для удержания урановых блоков на заданных отметках, соответствующих положению

активной зоны реактора, и для разгрузки урановых блоков. После прохождения охлаждающей воды через активную зону реактора горячая вода поступала в сливной бак (12) и затем по подземному тоннелю (метро) сбрасывалась обратно в оз. Кызылташ. По длине подземного тоннеля располагались вертикальные колодцы (кюски). Кюски предназначались для доступа персонала в метро (во время ремонтных работ)

и для выхода в атмосферу газов, выделяющихся из горячей воды при ее движении по тоннелю. Облученные в активной зоне реактора урановые блоки разгружались в бункер (15) и затем в разгрузочную шахту (16). В шахте устанавливалась специальная металлическая бочка (кюбель). Разгруженные урановые блоки поступали в кюбель, который служил для транспортировки блоков в бассейн выдержки.

Внутреннее пространство каждой технологической ячейки (между технологической алюминиевой трубой и деталями тракта ячейки (5)) продувались газом (воздухом или азотом), который поступал по специальным трубам (7) в верхней части кладки и отсасывался в нижней части (13).

Продуваемый через графитовую кладку газ анализировался на содержание влаги с целью контроля целостности технологических каналов.

2. УРАН-ГРАФИТОВЫЕ РЕАКТОРЫ КАК ИСТОЧНИК ВЫБРОСОВ ИРГ В АТМОСФЕРУ

Каждый ПУТР был оборудован несколькими вентиляционными системами:

- продувка графитовой кладки;
- вентиляция подреакторного пространства;
- вентиляция вспомогательных помещений (центральный зал, бассейн выдержки и др.).

Все указанные вентиляционные сдувки (после соответствующей очистки) объединялись и поступали в одну выбросную трубу.

На рис. 2, для примера, приведена упрощенная схема очистки ИРГ в вентиляционных сдувках реактора "АВ-3".

2.1. Вентиляционная система продувки графитовой кладки

Основным источником поступления радионуклидов в атмосферу из ПУТР являлась вентиляционная система продувки кладки реактора.

Режим газовой продувки на всех ПУТР ПО "Маяк" неоднократно изменялся.

Первые годы эксплуатации ПУТР их графитовые кладки продувались обычным атмосферным воздухом. Продувка кладки реакторов "А", "АВ-3" и "АИ" азотом была организована в конце 1954 года, а реакторов "АВ-1" и "АВ-2" - в октябре 1956 г.

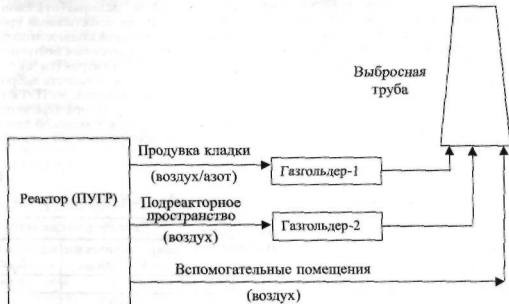


Рис. 2. Упрощенная схема очистки ИРГ в вентиляционных сдувках реактора "АВ-3" (после 1964 г.)

Для получения чистого (жидкого) азота на ПО "Маяк" было построено несколько азотных станций. В первое время (1954–1956 гг.) содержание азота в азотной продуктке составляло 99,7–99,9 %, но в отдельные периоды снижалось до 99 % и даже до 97 %.

К концу 1956 г. все ПУТР ПО "Маяк" были переведены на азотную продуктку, и на них был организован непрерывный контроль качества продуваемого через кладку азота (содержание аргона).

2.1.1. ИРГ активационного происхождения

При работе ПУТР в атмосферу непрерывно поступали инертные радиоактивные газы (ИРГ) активационного (главным образом ^{41}Ar) и осколочного (изотопы криптона и ксенона) происхождения.

Радиоактивные изотопы аргона образуются (табл. 2) в ядерном реакторе при активации тепловыми нейтронами стабильных изотопов аргона, присутствующих в газовой продуктке (атмосферном воздухе и/или азоте). Периоды полураспада ($T_{1/2}$) продуктов активации изотопов других элементов, содержащихся в атмосферном воздухе (O, N, C и др.), составляют несколько секунд, и, поэтому, выбросы этих радионуклидов не представляют реальной радиационной опасности для населения.

Макроскопическое сечение реакции активации, представленное в табл. 2, рассчитывается по формуле:

$$\Sigma_a = \frac{N_a \sigma_a \rho}{100 \rho}, \quad (1)$$

где N_a – число Авогадро;

σ_a – микроскопическое сечение, см²;

ρ – содержание изотопа в естественной смеси, %;

P – атомный вес.

Активность активируемого изотопа – A за время нахождения его в активной зоне реактора t можно оценить по формуле:

$$A = \bar{\varphi} \cdot \Sigma_a \cdot M (1 - e^{-\lambda t}), \quad (2)$$

где $\bar{\varphi}$ – средняя плотность потока тепловых нейтронов в реакторе, см⁻²·с⁻¹;

M – масса активируемого изотопа, находящегося в реакторе за время t , г;

λ – постоянная распада, с⁻¹.

Анализ данных, приведенных в табл. 2, показывает, что активность ^{41}Ar значительно (более чем в 10^4 раз) превышает активность других радиоактивных изотопов аргона. Поэтому выбросы ^{37}Ar , ^{39}Ar и других продуктов активации в дальнейших расчетах не учитывались.

Если $t \ll T_{1/2}$, то мощность выброса активности из реактора w можно представить в виде:

$$w = \frac{A}{t} = \lambda \bar{\varphi} \Sigma_a M. \quad (3)$$

Известно, что удельная мощность реактора $E_0 = 1$ Вт/г соответствует скорости деления ядра урана $N_0 = 3,1 \cdot 10^{15}$ делений/(с·г). Если ядерным топливом является естественный уран, то вышеуказанной удельной мощности соответствует плотность потока тепловых нейтронов в уране, равная $\bar{\varphi}_0 = 3,5 \cdot 10^{12}$ нейтрон/(см²·с).

Таким образом, мощность выброса радиоактивных изотопов аргона из ПУТР определяется мощностью реактора (средним потоком тепловых нейтронов в активной зоне) и расходом стабильного аргона через реактор.

Таблица 2

Характеристики ядерных реакций активации стабильных изотопов аргона

Стабильный изотоп (содержание в естественной смеси) ρ , %	Реакция активации	Период полураспада продукта реакции, $T_{1/2}$	Сечение реакции активации	
			микроскопическое σ_a , барн	макроскопическое Σ_a , см ² /г
^{36}Ar (0,337)	$^{36}\text{Ar}(n, \gamma)^{37}\text{Ar}$	34,3 дня	6±2	3,40·10 ⁻⁴
^{38}Ar (0,063)	$^{38}\text{Ar}(n, \gamma)^{39}\text{Ar}$	269 лет	0,8±0,2	7,60·10 ⁻⁶
^{40}Ar (99,60)	$^{40}\text{Ar}(n, \gamma)^{41}\text{Ar}$	1,827 час	0,53±0,02	7,94·10 ⁻³

2.1.2. ИРГ осколочного происхождения

Первая аварийная ситуация на реакторе "А" произошла в первые дни работы реактора на проектной мощности (22 июня 1948 г.) [4]. Из-за ошибки персонала в одной из ячеек реактора был установлен недопустимо малый расход охлаждающей воды. Недостаточное охлаждение урановых блоков в ячейке привело к перегреву блоков, последующему их распуханию, полному прекращению охлаждения (поступления воды в канал), и, в конечном итоге, к расплавлению алюминиевой оболочки и спеканию уранового сердечника с графитовым блоком. В результате реактор "А" был остановлен, и до 30 июня проводилась расчистка ячейки от спекшегося урана и графита на остановленном реакторе [4].

Расчистка ячейки проводилась путем ее расверловки с использованием специального бурового оборудования. Работы по расчистке ячейки продолжались и после выхода реактора на мощность и были полностью закончены только 18 июля 1948 г. Однако из-за вкрапления частичек урана в графит полноценная эксплуатация этой ячейки стала невозможной. Из-за повышенного энерговыделения в аварийной ячейке происходило интенсивное окисление графита, а в атмосферу (и частично в центральный зал реактора) поступало значительное количество радиоактивных аэрозолей, ИРГ – продуктов деления и радиоизотопов йода (¹³¹, ¹³², ¹³³, ¹³⁴, ¹³⁵).

Подробности ликвидации этой аварийной ситуации приведены в работах [3, 4].

Подобные аварии повторялись неоднократно и на жаргоне реакторщиков получили название "козловые" – по аналогии с терминологией, принятой в металлургической промышленности.

Аварии с образованием "козлов" происходили по следующим причинам:

- коррозионное разрушение алюминиевых технологических труб и оболочек урановых блоков;
- дефекты урановых блоков, связанные с несовершенством технологии их изготовления;
- отказ оборудования подачи воды в технологические каналы и ошибки персонала.

В табл. 3 приведены сведения об основных

аварийных ситуациях на ПУТР ПО "Маяк", повлекших попадание урана в графитовую кладку [5].

Аварии с образованием "козлов" обычно происходили в центральной (по высоте) части активной зоны реактора (кладки) в районе максимального энерговыделения. Нижние урановые блоки, как правило, удавалось разгрузить стандартным образом, а верхние блоки извлекались из аварийной ячейки с использованием специальных приспособлений. Оставшиеся ("закозлованные") урановые блоки удалялись методом расверловки. Частицы урана (в виде стружки и небольших кусочков), попавшие в графитовую кладку при ремонте ячеек ПУТР, являлись мощными источниками образования радиоактивных аэрозолей и ИРГ осколочного происхождения. В результате интенсивного теплового разогрева в потоке тепловых нейтронов реактора и под действием гравитационных сил частицы урана прожигали кладку и опускались вниз, в район нижнего графитового отражателя. Со временем все частицы урана накапливались в нижней части графитовой кладки, где происходило снижение энерговыделения (из-за уменьшения плотности потока тепловых нейтронов) и температуры частиц до таких значений, которые не позволяли им опуститься ниже.

Точное значение массы урана, попавшей в кладку ПУТР при каждой операции по разделке "козловых" ячеек неизвестно. Тем не менее, в архивах сохранились экспертные оценки, выполненные на основании радиометрических измерений в кладках ПУТР (при разгруженной активной зоне). В настоящее время в кладках каждого из реакторов суммарная масса частиц урана не превышает нескольких сотен грамм.

2.2. Система вентиляции подреакторного пространства

Вентиляция опорных металлоконструкций нижней части ПУТР (в районе разгрузочного бункера – см. рис. 1) осуществлялась атмосферным воздухом по отдельной вентиляционной системе.

Плотность потока тепловых нейтронов в этой части реактора была значительно (10^4 – 10^5 раз) меньше, чем в активной зоне, а объемный

Информация об аварийных ситуациях на ПУГР ПО "Маяк", повлекших попадание урана в графитовую кладку [5]

Реактор	Количество ячеек	Дата аварии	Продолжительность работ по ликвидации аварии	Примечание
А	1	22.06.1948	25 суток	(1), (2), (3)
	1	25.07.1948	5,5 месяцев	(2), (3)
	1	15.06.1949	3 месяца	(2), (3)
	2	17.08.1949	3,5 месяца	(2), (3)
	1	16.12.1950	—	(2), (4), (5)
	1	15.02.1964	—	(1), (5), (6)
АВ-1	1	22.02.1964	17 дней	(1), (4)
	1	22.08.1960	2,5 месяца	(1), (4)
	8	06.09.1975	25 дней	(1), (4)
АВ-2	1	25.03.1960	5 дней	(1), (4)
	1	30.12.1966	3 дня	(1), (4)
АВ-3	2	19.10.1955	—	(1), (4), (5)
	1	13.03.1957	—	(1), (4), (5)
	1	10.02.1958	—	(1), (4), (5)
АИ	1	25.12.1974	~ 1 месяц	(1), (4)

Примечания: (1) – Работы по расчистке ячеек проводились на остановленном реакторе; (2) – Работы по расчистке ячеек проводились на работающем реакторе; (3) – Ячейка в дальнейшем не эксплуатировалась и была засыпана графитовой крошкой (порошком); (4) – После ремонта ячейка продолжала эксплуатироваться; (5) – Продолжительность ремонтных работ не установлена; (6) – Ячейку полностью расчистить не удалось – в кладке остались урановые блоки.

расход газа практически такой же, как и в системе вентиляции кладки. Поэтому, образование ^{41}Ar в вентсистеме подреакторного пространства при активации продуваемой газовой смеси (воздуха) в тысячи раз меньше, чем в системе продувки кладки, и его можно не учитывать.

Основным источником поступления ИРГ в газовую сдвудку подреакторного пространства являлся процесс выделения газов из воды охлаждающей урановые блоки, которая сбрасывалась из нижней части технологических каналов (ТК).

В верхнюю часть ТК под давлением подавался холодная вода из оз. Кызылташ после соответствующей водоподготовки. По мере прохождения охлаждающей воды вниз по каналу температура воды увеличивалась, а давление снижалось. В нижней части ТК (на изливе) давление падало до атмосферного, и происходило выделение растворенных в воде газов.

Инертные радиоактивные газы образовывались в воде в результате следующих процессов:

- активация растворенных в воде стабильных газов (воздуха), включая ^{40}Ar ;
- деление ядер урана, который поступал в активную зону реактора с охлаждающей водой (естественное содержание урана в воде составляло 3–20 мкг/л);
- поступление ИРГ (осколочного происхождения – Kr, Xe) с поверхности урановых блоков (в результате загрязнения поверхности ураном на заводе-изготовителе блоков) и из урановых блоков через дефекты (негерметичность) алюминиевой оболочки.

Таким образом, мощность выброса радиоактивных газов через систему вентиляции подреакторного пространства определялась содержанием растворенного в воде урана и аргона, качеством изготовления (герметичностью)

алюминиевых оболочек урановых блоков, мощностью реактора (плотностью потока тепловых нейтронов в активной зоне).

2.3. Вентиляция вспомогательных помещений

К вспомогательным помещениям относятся рабочие помещения с постоянным или временным пребыванием персонала:

- центральный зал реактора;
- бассейн выдержки облученного урана;
- помещения санитарных пропускников и др.

Характерной особенностью этой вентиляционной системы является высокий объемный расход газа и низкая объемная активность вентиляционного воздуха. Поступление ИРГ в атмосферу с этими вентиляционными системами было пренебрежимо мало и в дальнейших расчетах не учитывалось.

3. СОЗДАНИЕ И ЭКСПЛУАТАЦИЯ ГАЗООЧИСТНОГО ОБОРУДОВАНИЯ

Для снижения выбросов ИРГ на ПУТР использовали проточные газгольдеры, представлявшие собой подземные железобетонные

сооружения, выполненные в виде лабиринта со множеством промежуточных перегородок. За время прохождения вентиляционного потока через газгольдер (3–12 ч) происходило значительное (до 30 раз) снижение объемной активности ИРГ в газовой сдвухе (за счет процесса естественного радиоактивного распада). В табл. 4 приведены основные сведения о времени создания и режимах эксплуатации газгольдеров на ПУТР ПО "Маяк".

4. МЕТОДЫ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОГО КОНТРОЛЯ ВЫБРОСОВ ИРГ В АТМОСФЕРУ ИЗ ТРУБ ПУТР

В настоящем разделе приводится краткое изложение методики проведения контроля выбросов ИРГ в атмосферу [5].

Отбор проб газозерозольной смеси, поступающей в атмосферу, проводился из сбросных труб реакторов на высоте 20–30 м от основания трубы. Пробоотборная трубка прокладывалась внутри полости трубы. Один ее конец направлялся навстречу потоку газа. Другой конец выводился в помещение у основания трубы, где производился непрерывный отбор и анализ газового потока. Пробоотборная трубка имела диаметр 12 мм, а общая длина составляла

Таблица 4

Характеристика проточных газгольдеров, использовавшихся на ПУТР ПО "Маяк" для очистки ИРГ [5]

Реактор	Вентсистема	Объем газгольдера, тыс. м ³	Год пуска в эксплуатацию	Примечание
АВ-3	Продувка кладки	12,0	1963	–
	Продувка подреакторного пространства	4,0	1963	–
А	Продувка кладки и подреакторного пространства	12,0	1983	–
АИ	Продувка кладки и подреакторного пространства	12,0	1983	–
АВ-1, АВ-2	Продувка кладки	12,0	1966	Один газгольдер на два реактора
	Продувка подреакторного пространства	–	–	Выбросы без очистки

–120 м. Расход газа через пробоотборную систему задавался ~20 л/мин. Таким образом, время "транспортировки" газа от выбросной трубы до ионизационной камеры составляло 0,5–1,0 мин.

На рис. 3 приведена упрощенная принципиальная схема системы отбора и анализа содержания ИРГ в газозвушной смеси из выбросной трубы ПУГР.

Газовоздушная смесь из выбросной трубы (1) ПУГР забиралась через пробоотборную трубку (2). Расход газа в пробоотборной трубке регулировался с помощью вентиля (3), ротаметра (4) и побудителя расхода (5). Газовоздушная смесь поступала сначала на аналитический аэ-

розольный фильтр (6), который периодически заменялся на новый и служил для определения объемной активности аэрозолей путем проведения в лабораторных условиях радиометрических и спектрометрических измерений. Очищенный от аэрозолей газ поступал на проточную ионизационную камеру (7). Показания ионизационной камеры (ионизационный ток) регистрировались дозиметрическим прибором (8) и записывались на самописце (9). Конструкция пробоотборной системы предусматривала возможность подключения с использованием отсечных вентилей (10) переносной кюветы для отбора пробы газа (11). Периодически (3–4 раза в

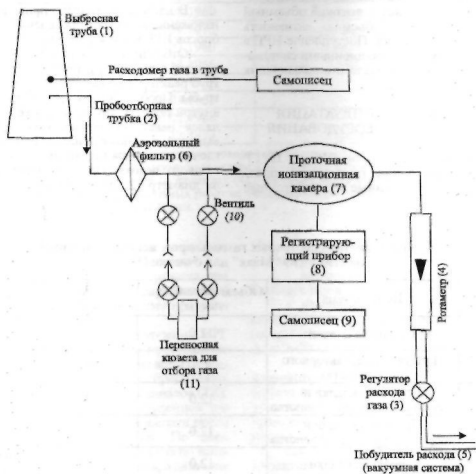


Рис. 3. Упрощенная принципиальная схема отбора из выбросной трубы ПУГР и анализа проб газозвушной смеси на содержание ИРГ

месяц) для определения объемной активности ИРГ пробы газа из пробоотборной системы отбирались в кювету и затем анализировались в лабораторных условиях с использованием сингилляционного (1960-е гг.) или полупроводникового (1970-1980-е гг.) гамма-спектрометра. До 1968-1970 гг. гамма-спектрометрические измерения выполнялись эпизодически, а в более поздний период - регулярно.

5. МЕТОДИКА РЕКОНСТРУКЦИИ ВЫБРОСОВ ^{41}Ar

Выброс ^{41}Ar через трубу ПУГР - W_{Σ} за промежуток времени τ (час) рассчитывается по формулам (см. уравнение (3)):

$$W_{\Sigma} = W_G + W_{\text{пр}}, \quad W_G = \lambda \cdot \bar{\Phi} \cdot \Sigma_a \cdot M_G \cdot K_G \cdot K_1,$$

$$W_{\text{пр}} = \lambda \cdot \bar{\Phi} \cdot \Sigma_a \cdot M_{\text{пр}} \cdot K_G \cdot K_2, \quad (4)$$

где W_G и $W_{\text{пр}}$ - мощность выброса ^{41}Ar , обусловленная поступлением стабильного ^{40}Ar в активную зону реактора с продуваемым газом (воздух/азот) и с охлаждающей водой, соответственно, Бк/час;

$$\lambda = 0,379 - \text{постоянная распада } ^{41}\text{Ar}, \text{ ч}^{-1};$$

M_G и $M_{\text{пр}}$ - масса аргона, поступающая за время τ в активную зону ПУГР с газовой продувкой и с охлаждающей водой, г;

K_G - расчетный коэффициент, численно равный отношению плотности потока тепловых нейтронов в зазоре между графитовым кирпичом и оболочкой уранового блока к средней плотности потока тепловых нейтронов в урановом блоке ($\bar{\Phi}$). Для практических расчетов можно принимать $K_G \approx 1,1$;

K_1 - коэффициент, учитывающий выход ^{41}Ar из воды при ее нагревании в газовую фазу подреакторного пространства;

K_2 и K_3 - коэффициенты, учитывающие распад ^{41}Ar за время пребывания в газозольдере для системы вентиляции графитовой кладки и для системы вентиляции подреакторного пространства, соответственно.

Значения K_1 и K_2 определяются по формуле:

$$K_{1,2} = e^{-\lambda \tau},$$

где V - объем газозольдера, м^3 ;

Q - расход газа через газозольдер, $\text{м}^3/\text{ч}$.

Среднюю плотность потока тепловых нейтронов в уране ПУГР можно рассчитать из выражения:

$$\bar{\Phi} = \bar{\Phi}_0 \cdot \frac{E}{E_0}, \quad (5)$$

где $\bar{\Phi}_0 = 3,5 \cdot 10^{12}$ нейтрон/ $(\text{см}^2 \cdot \text{с})$ соответствует удельной мощности ПУГР равной $E_0 = 1$ Вт/г;

E - удельная мощность реактора за рассматриваемый период времени τ , Вт/г;

При эксплуатации ПУГР в режиме продувки графитовой кладки атмосферным воздухом поступление аргона M_G за время τ рассчитывается по формулам:

$$M_G = Q \cdot \tau \cdot \gamma_0, \quad \rho = \rho_0 \frac{PT_0}{P_0 T}, \quad (6)$$

где Q - объемный расход воздуха через графитовую кладку ПУГР, $\text{м}^3/\text{ч}$;

$\rho_0 = 1,293$ - плотность воздуха при нормальном атмосферном давлении ($P_0 = 760$ мм рт.ст.) и температуре ($T_0 = 273$ °K (0 °C)), $\text{кг}/\text{м}^3$;

ρ - плотность воздуха при температуре T , °K и атмосферном давлении P , $\text{кг}/\text{м}^3$;

$\gamma_0 = 0,01286$ - относительное содержание (доля по массе) аргона в воздухе [7].

При эксплуатации ПУГР в режиме продувки кладки азотом расчет M_G проводится по формуле:

$$M_G = Q \cdot \tau \cdot \gamma, \quad (7)$$

где γ - массовое содержание аргона в азоте, которое определялось режимом эксплуатации азотной станции (экспериментальные данные), $\text{кг}/\text{м}^3$.

Поступление аргона в активную зону ПУГР с водой, охлаждающей урановые блоки, рассчитывается по формуле:

$$M_{\text{пр}} = q \cdot \tau \cdot \delta_1, \quad (8)$$

а значение безразмерного коэффициента K_G , учитывающего долю аргона переходящего в газовую фазу из воды, можно оценить:

$$K_G = \frac{\delta_1 - \delta_2}{\delta_1},$$

где q - объемный расход воды, охлаждающей урановые блоки ПУГР, $\text{м}^3/\text{ч}$;

δ_1 и δ_2 – содержание аргона в воде, поступающей на вход ПУТР (при температуре t_1 , °C), и в воде на выходе из активной зоны ПУТР (t_2 , °C), соответственно, г/м³.

Расчетная методика определения содержания аргона, криптона и ксенона в воде в зависимости от растворимости этих газов [7, 9], температуры и давления атмосферного воздуха приведена в работе [5].

6. МЕТОДИКА ОЦЕНКИ ВЫБРОСОВ ИРГ ОСКОЛОЧНОГО ПРОИСХОЖДЕНИЯ

Как уже отмечалось выше, мощность выбросов ИРГ осколочного происхождения определяется содержанием урана в охлаждающей воде и в графитовой кладке.

Равновесное содержание ИРГ в уране ПУТР приведено в табл. 5 [8].

При попадании в графитовую кладку ПУТР урана массой $m_{i,r}$ (при аварийных ситуациях, связанных с образованием "козлов") мощность выброса r -го ИРГ в атмосферу – w_r может быть оценена по формуле:

$$w_r = \lambda_r \cdot A_{0,r} \cdot E \cdot m_{i,r} \cdot K_p, \quad (9)$$

Таблица 5

Удельная равновесная активность ИРГ – продуктов деления – $A_{0,r}$

Радионуклид	Период полураспада	Равновесная активность, Ки/кВт
^{83m} Kr	1,83 ч	4,44
^{85m} Kr	4,48 ч	8,33
⁸⁷ Kr	1,27 ч	22,1
⁸⁸ Kr	2,86 ч	29,4
⁸⁹ Kr	3,2 мин	39,1
^{131m} Xe	11,98 сут	0,155
^{133m} Xe	2,19 сут	1,51
¹³³ Xe	5,245 сут	63,0
^{135m} Xe	15,6 мин	15,6
¹³⁵ Xe	9,08 ч	55,0
¹³⁸ Xe	14,2 мин	53,8

где λ_r – постоянная распада r -го радионуклида, ч⁻¹;

$A_{0,r}$ – удельная равновесная активность r -го ИРГ (см. табл. 5), Ки/кВт;

E – удельная мощность реактора, кВт/кг.

Уравнение (9) написано в предположении, что выход ИРГ из урана в газовую фазу (продувку) составляет 100 %. Поэтому, результаты расчетов по уравнению (9) следует рассматривать в качестве консервативной (максимальной) оценки действительного значения. Очевидно, что основной неопределенностью результатов расчета по формуле (9) является неопределенность оценки массы урана – $m_{i,r}$, попавшей в кладку при ликвидации аварийных ситуаций (расчистке "козловой" ячейки) в первые годы эксплуатации ПУТР (1950–1960 гг.). Опыт ликвидации (расчистки) "козловых" ячеек в 1970-х гг., когда уже существовал достоверный контроль выбросов ИРГ в атмосферу, показывает, что продолжительность повышенного выброса (после расчистки аварийной ячейки) составляет 3–4 мес. В более поздний период времени мощность выбросов ИРГ резко снижается вследствие "ухода" кусочков урана из центра графитовой кладки в область нижнего отражателя (на опорную металлическую плиту).

В воде, поступившей на охлаждение ПУТР, содержалось некоторое количество урана. За время нахождения воды в активной зоне реактора (несколько секунд) часть ядер урана (²³⁵U) подвергалась делению с образованием осколочных ИРГ. В табл. 6 приведены значения активности продуктов мгновенного деления ядер ²³⁵U тепловыми нейтронами в зависимости от времени, прошедшего после деления (выхода воды из активной зоны реактора) [8]. Приведенные в табл. 6 данные соответствуют общему числу делений равному $1,45 \cdot 10^{23}$ делений (или энергии, образующейся при делении –60 г урана).

Как уже указывалось, время нахождения воды в активной зоне реактора значительно меньше периода полураспада основных рассматриваемых ИРГ, поэтому выброс инертных газов за время t в атмосферу можно оценить по формуле:

$$w_r(t) = \bar{q}_r \cdot \Sigma_r \cdot M a_r(t) \cdot K_2 \cdot v \cdot 1,45 \cdot 10^{23}, \quad (10)$$

Таблица 6

Активность продуктов мгновенного деления ^{235}U тепловыми нейтронами $a_i(t)$ [8]

в Ки на $1,45 \cdot 10^{23}$ делений

Радионуклид	Время после деления				
	0	10 с	30 с	3 мин	30 мин
$^{85\text{m}}\text{Kr}$	$3,35 \cdot 10^2$	$4,15 \cdot 10^2$	$8,42 \cdot 10^2$	$1,07 \cdot 10^4$	$1,84 \cdot 10^5$
$^{85\text{g}}\text{Kr}$	$1,95 \cdot 10^3$	$1,79 \cdot 10^4$	$6,99 \cdot 10^4$	$6,72 \cdot 10^5$	$1,59 \cdot 10^6$
^{87}Kr	$8,93 \cdot 10^5$	$2,18 \cdot 10^6$	$4,72 \cdot 10^6$	$1,37 \cdot 10^7$	$1,20 \cdot 10^7$
^{88}Kr	$1,26 \cdot 10^5$	$4,36 \cdot 10^5$	$7,34 \cdot 10^5$	$9,34 \cdot 10^6$	$8,36 \cdot 10^6$
^{89}Kr	$2,68 \cdot 10^8$	$5,69 \cdot 10^8$	$5,96 \cdot 10^8$	$3,49 \cdot 10^8$	$1,00 \cdot 10^8$
$^{131\text{m}}\text{Xe}$	0,434	0,434	0,434	0,434	0,492
$^{131\text{g}}\text{Xe}$	13,9	13,9	14,1	15,9	122
^{133}Xe	3,63	4,62	6,94	38,5	$1,90 \cdot 10^3$
$^{135\text{m}}\text{Xe}$	$4,58 \cdot 10^6$	$4,58 \cdot 10^6$	$4,50 \cdot 10^6$	$4,17 \cdot 10^6$	$2,54 \cdot 10^6$
^{135}Xe	$7,49 \cdot 10^4$	$7,63 \cdot 10^4$	$7,93 \cdot 10^4$	$1,03 \cdot 10^5$	$3,71 \cdot 10^5$
^{138}Xe	$7,58 \cdot 10^7$	$1,39 \cdot 10^8$	$1,64 \cdot 10^8$	$1,51 \cdot 10^8$	$5,05 \cdot 10^7$

где $\Sigma_f = 0,0105$ – макроскопическое сечение деления ядер ^{235}U для естественного урана, $\text{см}^2/\text{г}$;

$a_i(t)$ – активность продуктов мгновенного деления ^{235}U тепловыми нейтронами на момент времени t после деления (см. табл. 6), Ки/ $1,45 \cdot 10^{23}$ делений;

M – масса естественного урана, поступившая за время t в активную зону ПУТР с охлаждающей водой, г.

При проведении расчетов предполагали, что среднее время нахождения воды в сливном бункере реактора составляет $t \approx 3$ мин.

Следует отметить, что уравнение (10) позволяет получить только консервативную (максимальную) оценку действительного значения выброса, так как при написании этого уравнения предполагалось, что выход ИРГ (образовавшихся при делении растворенного в охлаждающей воде урана) в выбросную трубу реактора равен 100 %. В действительности значительная часть растворимых в воде ИРГ (включая ^{41}Ar) поступала в атмосферу через киоски-шахты метро и непосредственно в точке сброса "горячей" воды в оз. Кызылташ.

7. АНАЛИЗ РЕЗУЛЬТАТОВ РЕКОНСТРУКЦИИ ВЫБРОСОВ ИРГ

Основные результаты реконструкции выбросов ИРГ в атмосферу приведены в табл. 7 и 8 [6].

Непрерывный питательный контроль всех ИРГ, выбрасываемых из труб ПУТР в атмосферу, был организован на ПО "Маяк" в конце 1960-х гг. Результаты контроля в виде месячных и годовых данных по каждому ИРГ приведены в работе [5]. Для примера, в табл. 9 и на рис. 4 приведены результаты сравнения реконструированных выбросов ИРГ с экспериментальными данными для реактора "АВ-1".

Анализ представленных в табл. 9 и на рис. 4 данных показывает, что результаты реконструкции выбросов, в целом, удовлетворительно соответствуют экспериментальным данным.

ВЫВОДЫ

1. Проанализированы следующие факторы, определяющие выбросы ИРГ из труб реакторного производства:

– конструкционные особенности ПУТР;

ДОЗИМЕТРИЯ НАСЕЛЕНИЯ ЮЖНОГО УРАЛА

Таблица 7

Результаты реконструкции выбросов ^{41}Ar из труб ПУГР за весь период их эксплуатации [6]

в Ки/год

Год	Реактор					Всего
	"А"	"АВ-1"	"АВ-2"	"АВ-3"	"АИ"	
1948	7,17E+06*	—	—	—	—	7,17E+06
1949	3,15E+07	—	—	—	—	3,15E+07
1950	4,12E+07	5,06E+07	—	—	—	9,18E+07
1951	4,59E+07	9,98E+07	5,74E+07	—	—	2,03E+08
1952	4,93E+07	1,04E+08	1,04E+08	1,48E+07	4,02E+06	2,76E+08
1953	5,40E+07	1,33E+08	1,33E+08	1,40E+08	5,43E+06	4,65E+08
1954	6,05E+07	1,35E+08	1,36E+08	6,99E+07	3,21E+06	4,05E+08
1955	1,09E+07	1,41E+08	1,41E+08	8,56E+06	4,58E+05	3,02E+08
1956	1,07E+07	1,36E+08	1,33E+08	9,64E+06	4,02E+05	2,90E+08
1957	1,12E+07	6,34E+06	8,08E+06	1,14E+07	3,81E+05	3,74E+07
1958	8,85E+06	5,27E+06	7,50E+06	9,46E+06	3,22E+05	3,14E+07
1959	9,42E+06	5,39E+06	6,40E+06	9,69E+06	2,84E+05	3,12E+07
1960	4,95E+06	2,45E+06	2,70E+06	4,39E+06	2,31E+05	1,47E+07
1961	3,15E+06	2,40E+06	2,49E+06	4,29E+06	2,08E+05	1,25E+07
1962	3,84E+06	2,24E+06	2,37E+06	3,35E+06	1,44E+05	1,19E+07
1963	3,27E+06	1,97E+06	2,05E+06	1,89E+05	1,25E+05	7,60E+06
1964	2,86E+06	1,92E+06	2,02E+06	1,90E+05	1,21E+05	7,11E+06
1965	2,46E+06	1,63E+06	1,71E+06	1,68E+05	1,15E+05	6,08E+06
1966	1,65E+06	3,51E+05	1,17E+06	1,33E+05	1,10E+05	3,41E+06
1967	1,25E+06	1,13E+06	3,59E+05	1,33E+05	1,05E+05	2,98E+06
1968	6,84E+05	4,84E+05	5,19E+05	1,15E+05	8,92E+04	1,89E+06
1969	6,03E+05	2,59E+05	2,71E+05	8,47E+04	9,81E+04	1,32E+06
1970	6,43E+05	3,77E+05	3,86E+05	5,66E+05	1,20E+05	2,09E+06
1971	8,21E+04	2,03E+05	2,03E+05	3,25E+05	1,00E+05	9,13E+05
1972	4,67E+04	2,40E+05	2,40E+05	2,58E+05	9,21E+04	8,77E+05
1973	5,20E+04	2,79E+05	2,79E+05	2,61E+05	8,40E+04	9,55E+05
1974	4,67E+04	1,95E+05	1,95E+05	1,83E+05	9,02E+04	7,10E+05
1975	4,67E+04	1,79E+05	1,79E+05	2,87E+05	8,61E+04	7,78E+05
1976	2,04E+04	1,65E+05	1,65E+05	2,72E+05	1,12E+05	7,34E+05

ДОЗИМЕТРИЯ НАСЕЛЕНИЯ ЮЖНОГО УРАЛА

Продолжение таблицы 7

в Ки/год

Год	Реактор					Всего
	"А"	"АВ-1"	"АВ-2"	"АВ-3"	"АИ"	
1977	4,14E+03	1,65E+05	1,65E+05	2,72E+05	4,32E+04	6,49E+05
1978	4,14E+03	1,75E+05	1,75E+05	4,03E+05	3,52E+04	7,92E+05
1979	3,97E+03	1,54E+05	1,54E+05	2,49E+05	3,01E+04	5,91E+05
1980	3,97E+03	1,39E+05	1,39E+05	2,74E+05	3,20E+04	5,88E+05
1981	3,97E+03	1,17E+05	1,17E+05	1,80E+05	3,50E+04	4,53E+05
1982	4,50E+03	1,09E+05	1,09E+05	1,62E+05	1,54E+04	4,00E+05
1983	4,14E+03	9,54E+04	9,54E+04	1,62E+05	9,15E+03	3,66E+05
1984	4,67E+03	7,61E+04	7,61E+04	1,35E+05	1,28E+04	3,05E+05
1985	4,32E+03	8,16E+04	8,16E+04	1,30E+05	8,24E+04	3,80E+05
1986	3,97E+03	9,54E+04	9,54E+04	1,51E+05	5,02E+04	3,96E+05
1987	1,93E+03	9,54E+04	9,54E+04	1,46E+05	8,23E+03	3,47E+05
1988	—	1,04E+05	1,04E+05	9,08E+04	—	2,99E+05
1989	—	9,26E+04	2,78E+03	2,08E+04	—	1,16E+05
1990	—	—	4,63E+04	1,82E+04	—	6,45E+04
Всего	3,67E+08	8,39E+08	7,43E+08	2,91E+08	1,69E+07	2,25E+09

Примечание. * Здесь и далее запись вида "7,17E+06" означает - 7,17·10⁶.

Таблица 8

Результаты реконструкции выбросов ИРГ осколочного происхождения из труб ПУТР за весь период их эксплуатации

в Ки

ИРГ	Реактор					Всего
	"А"	"АВ-1"	"АВ-2"	"АВ-3"	"АИ"	
^{85m} Kr	1,98E+06	1,33E+06	1,32E+06	2,21E+06	1,01E+06	7,85E+06
^{85m} Kr	1,61E+06	1,12E+06	1,11E+06	2,63E+06	1,20E+06	7,67E+06
⁸⁷ Kr	1,40E+07	9,10E+06	9,05E+06	1,31E+07	8,05E+06	5,33E+07
⁸⁹ Kr	8,71E+06	6,01E+06	5,96E+06	1,19E+07	4,89E+06	3,75E+07
⁸⁹ Kr	6,01E+08	3,39E+08	3,47E+08	3,34E+08	1,21E+08	1,74E+09
^{135m} Xe	2,65E+04	1,87E+04	1,86E+04	6,55E+04	1,52E+04	1,45E+05
¹³⁵ Xe	4,63E+05	3,27E+05	3,26E+05	1,18E+06	2,97E+05	2,59E+06
^{135m} Xe	4,70E+07	2,66E+07	2,72E+07	2,67E+07	2,10E+07	1,49E+08
¹³⁵ Xe	5,39E+06	3,80E+06	3,78E+06	1,09E+07	2,95E+06	2,68E+07
¹³⁸ Xe	1,80E+08	1,01E+08	1,04E+08	1,02E+08	8,50E+07	5,72E+08
Всего	8,60E+08	4,88E+08	5,00E+08	5,05E+08	2,45E+08	2,60E+09

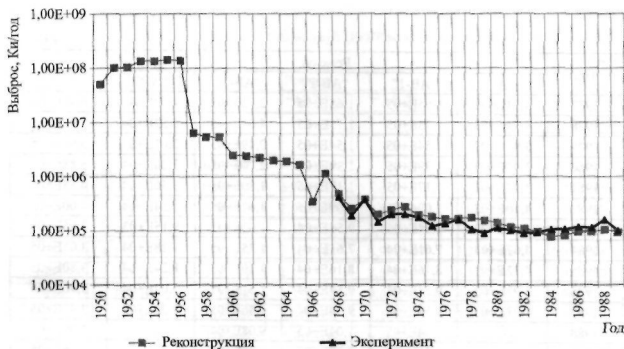


Рис. 4. Реконструированные выбросы ^{41}Ag из трубы реактора "АВ-1" за период 1950–1989 гг. в сравнении с имеющимися экспериментальными данными

Таблица 9

Сравнение реконструированных и экспериментальных данных о суммарных выбросах ИРГ из труб реактора "АВ-1" за период непрерывного штатного контроля (1968–1989 гг.)

ИРГ	Суммарный выброс (1968–1989 гг.), Ки	
	измерено	реконструировано
^{41}Ag	$3,41 \cdot 10^6$	$3,90 \cdot 10^6$
$^{85\text{m}}\text{Kr}$	$1,99 \cdot 10^5$	$2,68 \cdot 10^5$
^{87}Kr	$1,95 \cdot 10^5$	$1,31 \cdot 10^6$
^{88}Kr	$3,03 \cdot 10^5$	$1,29 \cdot 10^6$
^{137}Xe	$2,69 \cdot 10^5$	$9,24 \cdot 10^4$
$^{135\text{m}}\text{Xe}$	$2,04 \cdot 10^5$	$1,30 \cdot 10^5$
^{135}Xe	$9,28 \cdot 10^5$	$9,92 \cdot 10^5$
^{138}Xe	$1,19 \cdot 10^5$	$5,64 \cdot 10^5$

– режим газовой продувки кладки и основных металлоконструкций ПУТР;
 – сроки внедрения и режим эксплуатации газоочистного оборудования ПУТР;
 – методы и результаты экспериментального контроля мощности выбросов ИРГ.

2. Предложена и обоснована расчетная методика оценки мощности различных источников образования ИРГ активационного (^{41}Ag) и осколочного (радиоизотопы криптона и ксенона) происхождения в ПУТР.

3. Расчетные данные по реконструкции выбросов ИРГ, в целом, удовлетворительно совпадают с соответствующими экспериментальными результатами.

4. Суммарный выброс ^{41}Ag из труб всех уран-графитовых реакторов за весь период эксплуатации реакторного производства ПО "Маяк" оценивается значением $\sim 2,2 \cdot 10^9$ Ки ($8,3 \cdot 10^{19}$ Бк). Результаты реконструкции показывают, что основная часть выбросов ^{41}Ag (более

80 %) произошла в период до 1956 г. (в период продувки кладки реакторов атмосферным воздухом), когда экспериментальные измерения мощности выбросов не проводились.

5. Суммарный выброс всех ИРГ осколочного происхождения за весь период эксплуатации реакторного производства оценивается значением $\sim 2,6 \cdot 10^9$ Ки ($9,6 \cdot 10^{10}$ Бк). Основная часть выбросов была обусловлена ^{89}Kr (период полураспада 3,17 мин) – $1,7 \cdot 10^9$ Ки ($6,3 \cdot 10^{10}$ Бк), ^{138}Xe (14,17 мин) – $5,7 \cdot 10^8$ Ки ($2,1 \cdot 10^{10}$ Бк) и ^{87}Kr (1,272 ч) – $5,3 \cdot 10^7$ Ки ($2,0 \cdot 10^{10}$ Бк). Выбросы указанных радионуклидов были обусловлены, в основном, аварийными ситуациями, связанными с попаданием урана в графитовую кладку реакторов (“козлами”) в первые годы эксплуатации реакторного производства.

6. Результаты реконструкции выбросов ИРГ будут использованы для оценки доз внешнего облучения населения, проживающего в районе расположения ПО “Маяк”.

Работа выполнена в рамках проекта 1.4 JCCREER.

ЛИТЕРАТУРА

1. Расчет эквивалентных доз облучения щитовидной железы, обусловленных выбросами в атмосферу ^{131}I : Временная отраслевая методика // Регистр № 2.6.1.004-99; Дрожжо Е.Г., Мокров Ю.Г., Романов Г.Н., Хохряков В.В. – Озерск, 1999.
2. Суелова К.Г., Хохряков В.Ф., Дрожжо Е.Г. и др.

Эффективная доза облучения жителей г. Челябинска-65: В сб. Хроническое радиационное воздействие: риск отдаленных эффектов / I Международный симпозиум. Январь 9–13, Челябинск, 1995. – С. 11–12.

3. Бурдаков Н.С. Некоторые страницы из истории развития технологии промышленных уран-графитовых реакторов. – Озерск, 1996. – 138 с.
4. Крутлов А.К. Как создавалась атомная промышленность в СССР. – 2-е изд., испр. – М.: ЦНИИАтоминформ, 1995. – 380 с.
5. Реконструкция мощности выбросов в атмосферу инертных радиоактивных газов и оценка накопления ^{131}I в облученном уране реакторного производства ПО “Маяк” за период 1948–65 гг. Ч. I. Разработка и обоснование методики расчета: Отчет № 5 по проекту 1.4 JCCREER / ФГУП “ПО “Маяк”; Мокров Ю.Г. – Озерск, 2006.
6. Реконструкция мощности выбросов в атмосферу инертных радиоактивных газов и оценка накопления ^{131}I в облученном уране реакторного производства ПО “Маяк” за период 1948–1965 гг. Часть II. Результаты расчетов: Отчет № 6 по проекту 1.4 JCCREER / ФГУП “ПО “Маяк”; Мокров Ю.Г. – Озерск, 2006.
7. Краткий справочник химика / Под ред. Перельмана В.И. – М.: Химия, 1964. – 624 с.
8. Радиационные характеристики продуктов деления: Справочник // Гусев Н.Г., Рубцов П.М., Коваленко В.В., Колобашкин В.М. – М.: Атомиздат, 1974. – 224 с.
9. Фастовский В.Г., Ровинский А.Е., Петровский Ю.В. Инертные газы. – М.: Атомиздат, 1964. – 304 с.