

## РАДИАЦИОННАЯ ЗНАЧИМОСТЬ ВЫБРОСОВ В АТМОСФЕРУ ИНЕРТНЫХ РАДИОАКТИВНЫХ ГАЗОВ ИСТОЧНИКАМИ РЕАКТОРНОГО И РАДИОХИМИЧЕСКОГО ПРОИЗВОДСТВА ФГУП «ПО «МАЯК»

Ю. Г. Мокров

ФГУП «ПО «Маяк», Озерск, Челябинская область

Статья поступила в редакцию 27 декабря 2024 г.

Для подготовки предложений по установлению научно обоснованных дозовых квот на выброс криптона-85 ( $^{85}\text{Kr}$ ) в атмосферу для нового крупного радиохимического завода по переработке облученного ядерного топлива (ОЯТ) рассмотрены параметры действовавших ранее (1948–2024 гг.) на реакторном и радиохимическом производстве ФГУП «ПО «Маяк» источников выделения инертных радиоактивных газов (ИРГ). Проанализированы: радиационные характеристики всех ИРГ, которые могли поступать в атмосферу; результаты реконструкции выбросов ИРГ; результаты расчетов приземной объемной активности и мощности дозы внешнего облучения от выбросов ИРГ в ближайших к предприятию населенных пунктах; результаты измерений накопленных доз внешнего облучения. Показано, что при условии постоянного пребывания на открытой местности расчетные оценки доз внешнего облучения жителей г. Озёрска за период 1948–2024 гг. от выбросов ИРГ реакторного производства составляют (9–13) мЗв, что хорошо соответствует экспериментальным данным прямых измерений (1959–1989 гг.) и ретроспективной термолюминесцентной дозиметрии (1948–2006 гг.). Указано, что суммарная эффективная доза внешнего облучения взрослых жителей г. Озёрска от выбросов  $^{85}\text{Kr}$  из всех труб радиохимического и реакторного производства за все время существования предприятия (1948–2024 гг.) не превышает 1 мкЗв, что в ~100 000 раз меньше допустимого годового значения (1 мЗв/год). Указанные значения доз можно оценить только расчетным способом, поскольку они намного меньше даже флуктуаций естественного радиационного фона и не могут быть измерены современными методами контроля. При проектировании нового крупного радиохимического завода на существующей площадке ФГУП «ПО «Маяк» предложено принять следующие концептуальные допущения и решения:

- при переработке 1000 т/год ОЯТ ВВЭР-1000 с выгоранием 40 ГВт/т и выдержкой 5 лет выброс  $^{85}\text{Kr}$  в атмосферу составит  $3,1 \cdot 10^{17}$  Бк/год, а годовая доза внешнего облучения жителей г. Озёрска не превысит 0,12 мкЗв/год;
- установить годовую дозовую квоту на выброс  $^{85}\text{Kr}$  в атмосферу 0,6 мкЗв/год (с коэффициентом запаса 5);
- разрабатывать и устанавливать специальные системы газоочистки выбросов  $^{85}\text{Kr}$  из трубы радиохимического завода не требуется.

**Ключевые слова:** инертные радиоактивные газы, криптон-85, выброс в атмосферу, радиационные характеристики, доза внешнего облучения, радиохимический завод, радиоактивные отходы.

### Введение. Постановка задачи

Масштабное расширение объемов радиохимической переработки облученного ядерного топлива (ОЯТ) позволяет существенно повысить экономическую эффективность и привлекательность атомной энергетики путем многократного увеличения объемов сырьевой базы ядерного топлива (повторное использование

урана и вовлечения в ядерный топливный цикл образующихся трансурановых элементов).

В настоящее время в Госкорпорации «Росатом» обсуждается концептуальная схема и параметры нового завода по радиохимической переработке больших объемов ОЯТ энергетических реакторов (до 1000 т/год). Известно, что в ОЯТ,

направляемом на радиохимическую переработку, содержатся различные радионуклиды осколочного и активационного происхождения, которые при попадании в природную среду могут представлять опасность для человека. Поэтому на таком заводе должна быть создана многоступенчатая система газоаэрозольной очистки, позволяющая сократить поступление радионуклидов в атмосферу и снизить радиационные риски для населения и живой природы до приемлемого (пренебрежимо низкого) уровня. При этом проектируемые системы газоочистки и схемы обращения со всеми видами образующихся отходов должны быть не только технически и экономически эффективными, но и экологически оправданными, то есть радиационное воздействие от каждого радионуклида (группы радионуклидов) для персонала и населения не должно превышать заданную (проектную) дозовую квоту. Эти условия определяют набор требований, предъявляемых к проектируемым системам газоаэрозольной очистки (кратность очистки, стоимость оборудования, эксплуатационные затраты и др.). При оценке радиационной безопасности таких систем эксперты уделяют особое внимание вопросам поступления в окружающую среду инертных радиоактивных газов (ИРГ), поскольку в настоящее время для этих радионуклидов не существует технически эффективных и экономически оправданных методов очистки выбросов.

В 1977 году на ФГУП «ПО «Маяк» был пущен в эксплуатацию первый в СССР (и в современной России) радиохимический завод РТ-1 по регенерации ОЯТ. За прошедшие годы на заводе было переработано несколько тысяч тонн

ОЯТ из реакторов различного типа, был реализован замкнутый ядерный цикл по урану, а сам завод зарекомендовал себя как радиационно безопасное производство. На ФГУП «ПО «Маяк» накоплен большой объем экспериментальной информации, позволяющей оценить радиационную значимость различных ИРГ и сформулировать концептуальные требования к системам их очистки.

Целью работы является оценка радиационной значимости выбросов ИРГ в атмосферу действовавшими ранее источниками реакторного и радиохимического производства и подготовка на этой основе предложений по установлению научно обоснованных дозовых квот на выброс ИРГ для нового завода по переработке ОЯТ.

### Радиационные характеристики ИРГ

Следует отметить следующие характерные особенности ИРГ:

- низкая адсорбционная (высокая миграционная) способность, что затрудняет создание эффективных газоочистных систем;
- радиационное воздействие на живые объекты ограничивается только внешним воздействием (отсутствует накопление в биологических тканях).

В табл. 1 для каждого нуклида  $r$  приведены значения периодов полураспада ( $T_{1/2}$ ), значения кумулятивного выхода при делении урана-235 на тепловых нейтронах ( $Y_r$  [6]) и дозовых коэффициентов ( $DK_r^V$ ) эффективной дозы внешнего облучения взрослого человека при погружении в полубесконечное облако для материнских и дочерних ИРГ [1].

**Таблица 1. Характеристики ИРГ: период полураспада ( $T_{1/2}$ ), кумулятивный выход ( $Y_r$  [6]), дозовый коэффициент ( $DK_r^V$ ) эффективной дозы внешнего облучения взрослого человека при погружении в полубесконечное облако,  $Zв \cdot м^3 \cdot с^{-1} \cdot Бк^{-1}$  [1]**

Материнский нуклид			Дочерние нуклиды				
ИРГ ( $T_{1/2}$ )	$Y_r$ , %	$DK_r^V$	$(T_{1/2})$			$DK_r^V$	
$^{41}Ar$ (1,83 ч)	–	$6,22E-14$ (*)	$^{41}K$ (стаб.)	–	–	–	–
$^{83m}Kr$ (1,83 ч)	0,549	$1,06E-18$	$^{83}Kr$ (стаб.)	–	–	–	–
$^{85m}Kr$ (4,48 ч)	1,32	$6,79E-15$	$^{85}Kr$ (10,7 года)	$^{85}Rb$ (стаб.)	–	–	$2,41E-16$
$^{85}Kr$ (10,7 лет)	0,287	$2,41E-16$	$^{85}Rb$ (стаб.)	–	–	–	–
$^{87}Kr$ (1,27 ч)	2,54	$4,01E-14$	$^{87}Rb$ (4,8E+10 лет)	–	–	–	$3,56E-17$
$^{88}Kr$ (2,86 ч)	3,47	$9,83E-14$	$^{88}Rb$ (17,8 мин)	$^{88}Sr$ (стаб.)	–	–	$3,41E-14$
$^{89}Kr$ (3,2 мин)	4,49	$9,65E-14$	$^{89}Rb$ (15,2 мин)	$^{89}Sr$ (50,5 сут)	$^{89}Y$ (стаб.)	–	$1,10E-13$ $4,37E-16$
$^{90}Kr$ (32 с)	4,97	(?)	$^{90}Rb$ (2,55 мин)	$^{90}Sr$ (29 лет)	$^{90}Y$ (2,67 сут)	$^{90}Zr$ (стаб.)	$9,79E-17$ $7,88E-16$
$^{91}Kr$ (8,57 с)	3,41	(?)	$^{91}Rb$ (58,4 с)	$^{91}Sr$ (9,5 ч)	$^{91}Y$ (58,5 сут)	$^{91}Zr$ (стаб.)	$3,35E-14$ $6,00E-16$

Окончание таблицы 1

Материнский нуклид			Дочерние нуклиды				
ИРГ ( $T_{1/2}$ )	$Y_p, \%$	$DK_r^Y$	$(T_{1/2})$			$DK_r^Y$	
$^{131m}\text{Xe}$ (12 сут)	0,031	$3,15\text{E}-16$	$^{131}\text{Xe}$ (стаб.)	-	-	-	-
$^{133m}\text{Xe}$ (2,19 сут)	0,192	$1,23\text{E}-15$	$^{133}\text{Xe}$ (5,25 сут)	-	-	-	$1,16\text{E}-15$
$^{135}\text{Xe}$ (5,25 сут)	6,61	$1,16\text{E}-15$	$^{135}\text{Cs}$ (стаб.)	-	-	-	-
$^{135m}\text{Xe}$ (15,6 мин)	1,16	$1,16\text{E}-15$	$^{135}\text{Xe}$ (9,08 ч)	-	-	-	$1,10\text{E}-14$
$^{135}\text{Xe}$ (9,08 час)	6,58	$1,10\text{E}-14$	$^{135}\text{Cs}$ (2,3Е+6 лет)	-	-	-	$2,16\text{E}-17$
$^{137}\text{Xe}$ (3,8 мин)	6,16	$1,10\text{E}-14$	$^{137}\text{Cs}$ (30 лет)	-	-	-	$9,36\text{E}-17$
$^{138}\text{Xe}$ (14,2 мин)	6,41	$5,52\text{E}-14$	$^{138}\text{Cs}$ (32,2 мин)	$^{138}\text{Ba}$ (стаб.)	-	-	$1,16\text{E}-13$
$^{139}\text{Xe}$ (39,7 с)	5,14	(?)	$^{139}\text{Cs}$ (9,3 мин)	$^{139}\text{Ba}$ (1,38 ч)	$^{139}\text{La}$ (стаб.)	-	$3,39\text{E}-16$ $1,31\text{E}-16$
$^{140}\text{Xe}$ (13,6 с)	3,81	(?)	$^{140}\text{Cs}$ (1,06 мин)	$^{140}\text{Ba}$ (12,7 сут)	$^{140}\text{La}$ (1,68 сут)	$^{140}\text{Ce}$ (стаб.)	$1,22\text{E}-15$ $1,32\text{E}-16$ $1,47\text{E}-15$

(?) Данные отсутствуют;

(\*) Здесь и далее запись вида « $6,22\text{E}-14$ » означает « $6,22 \cdot 10^{-14}$ ».

**Таблица 2. Характеристики дочерних радионуклидов, образующихся при распаде ИРГ: период полураспада ( $T_{1/2}$ ), дозовый коэффициент ( $DK_r^S, \text{Зв} \cdot \text{м}^2 \cdot \text{с}^{-1} \cdot \text{Бк}^{-1}$ ) эффективной дозы внешнего облучения взрослого человека от бесконечной поверхности [1]**

Дочерний нуклид № 1	$DK_r^S$	Дочерний нуклид № 2	$DK_r^S$	Дочерний нуклид № 3	$DK_r^S$
$^{88}\text{Rb}$ (17,8 мин)	$5,56\text{E}-16$	$^{88}\text{Sr}$ (стаб.)	-	-	-
$^{89}\text{Rb}$ (15,2 мин)	$1,45\text{E}-15$	$^{89}\text{Sr}$ (50,5 сут)	$6,80\text{E}-17$	-	-
$^{90}\text{Rb}$ (2,55 мин)	$1,28\text{E}-15$	$^{90}\text{Sr}$ (29 лет)	$1,52\text{E}-18$	$^{90}\text{Y}$ (2,67 сут)	$1,08\text{E}-16$
$^{91}\text{Rb}$ (58,4 с)	(?)	$^{91}\text{Sr}$ (9,5 ч)	$5,13\text{E}-16$	$^{91}\text{Y}$ (58,5 сут)	$7,25\text{E}-17$
$^{137}\text{Cs}$ (30,2 лет)	$3,01\text{E}-18$	$^{137m}\text{Ba}$ (2,55 мин)	$2,72\text{E}-14$	-	-
$^{138}\text{Cs}$ (32,2 мин)	$1,56\text{E}-15$	$^{138}\text{Ba}$ (стаб.)	-	-	-
$^{139}\text{Cs}$ (3,9 мин)	$3,39\text{E}-16$	$^{139}\text{Ba}$ (1,38 ч)	$1,31\text{E}-16$	$^{139}\text{La}$ (стаб.)	-
$^{140}\text{Cs}$ (1,06 мин)	$1,22\text{E}-15$	$^{140}\text{Ba}$ (12,7 сут)	$1,32\text{E}-16$	$^{140}\text{La}$ (1,68 сут)	$1,47\text{E}-15$

При радиоактивном распаде некоторых ИРГ образуются дочерние радионуклиды, не являющиеся ИРГ (см. табл. 1). Если такой радиоактивный распад произошел в период, когда материнский ИРГ находился в атмосфере, то ядро образовавшегося дочернего нуклида может прикрепиться к природному аэрозолю и далее переноситься в атмосфере уже как радиоактивный аэрозоль, а затем осаждаться и накапливаться на поверхности почвы. Загрязненная таким образом почва будет являться поверхностным источником внешнего облучения (см. табл. 2) [1].

### Уран-графитовые реакторы как источник выбросов ИРГ в атмосферу

В ядерном реакторе ИРГ образуются или в результате реакции активации ядер стабильных изотопов инертных газов (аргона, криптона, ксенона), или в качестве осколков при делении

ядер тяжелых элементов (урана, плутония и др.). Мощность выброса ИРГ в атмосферу определяется конструктивными особенностями реактора и режимом его эксплуатации. В период с 1948 по 1990 годы на ПО «Маяк» эксплуатировались пять промышленных уран-графитовых реакторов (ПУТР): «А», «АИ», «АВ-1», «АВ-2» и «АВ-3» (табл. 3) [2], [3], у которых первоначально практически полностью отсутствовали системы газоаэрозольной очистки ИРГ. Выбросы ИРГ из других реакторных установок были незначительны и поэтому в данной работе не рассматриваются.

Компоновочная схема всех ПУТР была одинакова и отличалась только размерами и незначительными конструктивными особенностями [2], [3]. Графитовая кладка ПУТР 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 из оз. Кызылташ. После прохождения охлаждающей воды через активную зону реактора горячая вода возвращалась в озеро Кызылташ (водоем В-2). Внутреннее пространство каждой технологической ячейки (между технологической трубой и деталями тракта ячейки) продувалось газом (воздухом или азотом), который поступал в верхнюю часть кладки и отсасывался в нижней части [2], [3]. После выгрузки из реактора облученные блоки сначала выдерживали в бассейнах выдержки для распада короткоживущих радионуклидов, а затем перевозились на радиохимический завод.

Из ИРГ активационного происхождения радиационную значимость представляет только  $^{41}\text{Ar}$ , который образуется в результате реакции радиационного захвата  $^{40}\text{Ar}(n, \gamma)^{41}\text{Ar}$  на ядра стабильного изотопа аргон-40. Аргон поступал в активную зону ПУГР в составе газовой продувки графитовой кладки (с атмосферным воздухом или с азотом) или в составе воды, охлаждающей реактор (в растворенном виде) [2], [3]. Содержание в атмосферном воздухе криптона и ксенона на 4–6 порядков величины меньше, чем аргона, поэтому объемная активность (ОА) образующихся в результате реакции радиационного захвата Kr и Xe значительно (на ~5 порядков величины) меньше, чем ОА  $^{41}\text{Ar}$ , и не представляла реальной радиационной опасности для населения.

ИРГ осколочного происхождения могут образовываться при делении ядерных материалов, находящихся внутри и/или вблизи активной зоны реактора. При нормальной (штатной) работе любого гетерогенного реактора основное количество ИРГ осколочного происхождения накапливается и остается в облучаемом урановом топливе (внутри защитной оболочки). Выход ИРГ в газовую среду (продувку) реактора происходит или в результате диффузии газов из урановых блоков через дефекты оболочки, или в результате повреждения оболочки при аварийных ситуациях.

При серьезных авариях часть ядерного топлива может попасть в графитовую кладку ПУГР в виде небольших фрагментов («просыпей»), которые практически невозможно извлечь. В такой ситуации процесс деления ядер топлива

(образования и накопления ИРГ) происходит непосредственно в «просыпях» ядерного топлива, не защищенных оболочкой. Интенсивность (скорость) выхода ИРГ из «просыпей» зависит от температуры, геометрической формы и размеров фрагментов ядерного топлива [2]–[4].

Первая аварийная ситуация на ПУГР «А» произошла уже на третий день работы реактора. Недостаточное охлаждение урановых блоков в одной из ячеек привело к перегреву блоков, последующему их распуханию, полному прекращению охлаждения (поступлению воды в канал) и в конечном итоге к расплавлению алюминиевой оболочки и уранового сердечника и спеканию расплава с графитовым блоком. В результате реактор «А» был остановлен для проведения расчистки ячейки от спекшегося урана и графита с использованием специального бурового оборудования [2], [3]. Подобные аварии, получившие название «козловые» (по аналогии с терминологией, принятой в металлургии), повторялись неоднократно и происходили в результате коррозионного разрушения технологических труб и/или оболочек урановых блоков, ошибок персонала и др. Частицы урана (в виде стружки и небольших кусочков), попавшие в графитовую кладку при ремонте «козловых» ячеек («просыпи»), являлись источниками образования радиоактивных аэрозолей и ИРГ осколочного происхождения. В результате 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 опускаться ниже.

В воде, поступавшей на охлаждение ПУГР, сохранилось некоторое количество природного урана. За время нахождения воды в активной зоне реактора (несколько секунд) часть ядер урана подвергалась делению с образованием осколочных ИРГ в охлаждающей воде. При этом часть ИРГ переходила в воздушную среду в подреакторном пространстве ПУГР и поступала сначала в соответствующую вентиляционную систему ПУГР, а затем на выброс в атмосферу через высокую трубу. Другая часть образовавшихся ИРГ оставалась в воде и уносилась с водным потоком по подземному туннелю («метро») в водоем-охладитель (оз. Кызылташ) [2]. Эти ИРГ могли поступать в атмосферу или с акватории оз. Кызылташ, или через специальные «киоски»

(система вентиляции «метро»). Все эти источники выделения ИРГ являлись наземными («низкими») источниками и располагались на территории промышленной площадки предприятия. Выбросы этих ИРГ могли оказать радиационное воздействие только на персонал предприятия, который проводил основную часть рабочего времени на открытых участках промышленной площадки.

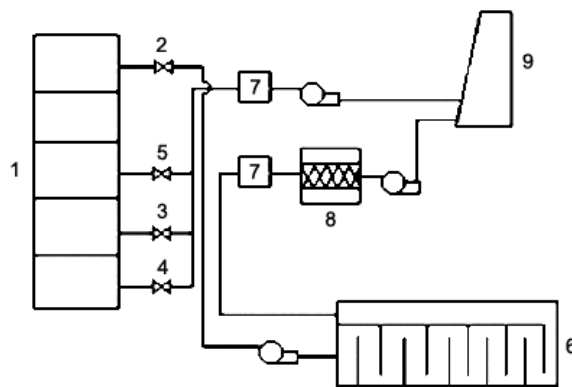
До декабря 1954 г. графитовые кладки всех ПУТР продувались обычным атмосферным воздухом. В конце 1954 г. графитовые кладки реакторов «А», «АИ» и «АВ 3», а с 1956 года и кладки реакторов «АВ-1» и «АВ-2» стали продувать азотом с пониженной концентрацией аргона [2]–[4]. Для снижения выбросов ИРГ использовали проточные газгольдеры (см. табл. 3), представлявшие собой подземные железобетонные сооружения объемом до 12 тыс. м<sup>3</sup>, выполненные в виде лабиринта со множеством промежуточных перегородок. За время прохождения газового потока через газгольдер (3–12 ч) происходило значительное (до 30 раз) снижение ОА ИРГ за счет процесса естественного радиоактивного распада.

**Таблица 3. Сроки эксплуатации ПУТР и газоочистного оборудования [2–4]**

ПУТР	Период эксплуатации	Высота трубы, м	Год пуска	
			Азотная продувка	Газгольдер
А	06.1948–06.1987	92	1954	1983
АВ-1	07.1950–08.1989	86	1956	1966
АВ-2	04.1951–07.1990	86	1956	1966
АВ-3	09.1952–11.1990	86	1954	1963
АИ	12.1951–05.1987	100	1954	1983

На рис. 1 в качестве примера приведена упрощенная схема использованного на ПУТР типа «АВ» газоочистного оборудования, когда после проточных газгольдеров стали устанавливать аэрозольные фильтры и угольные колонны [2]–[4]. На протяжении всего периода эксплуатации ПУТР системы газоочистки постоянно изменялись и совершенствовались.

Штатные системы инструментального контроля выбросов стали устанавливать в середине 1960-х гг. одновременно с созданием газгольдеров. Газовоздушную смесь из выбросной трубы ПУТР отбирали через проботборную трубку и пропускали сначала через аналитический аэрозольный фильтр, а затем очищенный от аэрозолей газ поступал на проточную ионизационную камеру для определения ОА бета-излучающих



**Обозначения:**

1 – ПУТР типа «АВ»; 2 – выход вентиляционной системы продувки кладки; 3 – выход вентиляционной системы подреакторного пространства; 4 и 5 – выходы других вентиляционных систем; 6 – проточный газгольдер; 7 – аэрозольный фильтр; 8 – адсорбер с углем; 9 – большая (высокая) труба.

*Рис. 1. Упрощенная схема подключения газоочистного оборудования на вентиляционных продувках ПУТР типа «АВ»*

ИРГ. Периодически (3–4 раза в месяц) пробы газа из труб ПУТР отбирали в кювету и затем анализировали в лабораторных условиях с использованием сцинтилляционного (1960-е гг.) или полупроводникового (1970–1980 гг.) гамма-спектрометра для определения изотопного состава и ОА ИРГ.

Для контроля содержания аргона в азоте, поступающем с азотной станции, использовали специальный активационный газоанализатор (ГАЗ-6А), который состоял из U-образной трубки, погруженной в нейтронное поле пустой ячейки ПУТР, и проточной ионизационной камеры для контроля ОА газа. Через трубку периодически прокачивали или азот (с неизвестным содержанием аргона), или обычный воздух с известным (~1%) содержанием аргона. Содержание аргона-40 в азоте определяли путем сравнения соответствующих показаний ионизационной камеры. На рис. 2 в качестве примера приведены результаты контроля выбросов активности <sup>41</sup>Ag и суммы ИРГ в атмосферу из трубы ПУТР «АВ-2».

Опыт расчистки «козловых» ячеек в 1970-х годах, когда уже существовал достоверный контроль выбросов ИРГ в атмосферу, показывает (см., например, аварию 1967 г. на реакторе «АВ-2», рис. 2), что повышенный выброс ИРГ (после расчистки аварийной ячейки) продолжается 3–4 месяца. В более поздний период времени мощность выбросов ИРГ резко снижается вследствие «ухода» кусочков урана из центра графитовой кладки в область нижнего отражателя.

Очевидно, что максимальные выбросы ИРГ из ПУТР происходили до середины 1960-х годов, когда на реакторах часто случались аварийные

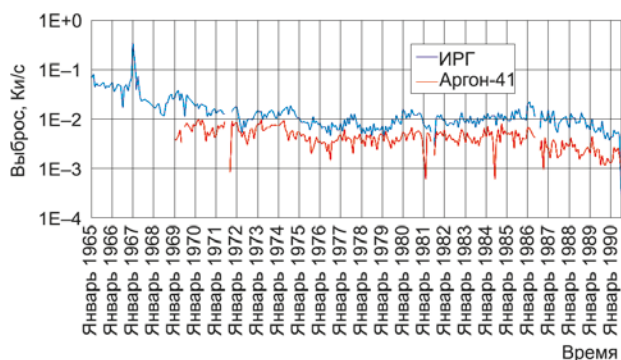


Рис. 2. Результаты контроля мощности выбросов активности суммы ИРГ и  $^{41}\text{Ar}$  из трубы ПУГР «АВ-2» (1965–1990 гг.)

ситуации, отсутствовала азотная продувка кладки и система газоаэрозольной очистки выбрасываемой газозооной смеси. К сожалению, в этот период контроль выбросов не осуществлялся. Поэтому реконструкция выбросов  $^{41}\text{Ar}$  и ИРГ в атмосферу (см. табл. 4) из всех ПУГР в начальный период работы ПУГР проведена расчетным методом [4], [5].

Таблица 4. Результаты реконструкции выбросов активности ИРГ из труб ПУГР за весь период их эксплуатации (1948–1990 гг.) [4], [5], Ки

ИРГ	Реактор					Всего
	«А»	«АВ-1»	«АВ-2»	«АВ-3»	«АИ»	
$^{41}\text{Ar}$	3,67E+08	8,39E+08	7,43E+08	2,91E+08	1,69E+07	2,25E+09
ИРГ осколочного происхождения						
$^{83\text{m}}\text{Kr}$	1,98E+06	1,33E+06	1,32E+06	2,21E+06	1,01E+06	7,85E+06
$^{85\text{m}}\text{Kr}$	1,61E+06	1,12E+06	1,11E+06	2,63E+06	1,20E+06	7,67E+06
$^{87}\text{Kr}$	1,40E+07	9,10E+06	9,05E+06	1,31E+07	8,05E+06	5,33E+07
$^{88}\text{Kr}$	8,71E+06	6,01E+06	5,96E+06	1,19E+07	4,89E+06	3,75E+07
$^{89}\text{Kr}$	6,01E+08	3,39E+08	3,47E+08	3,34E+08	1,21E+08	1,74E+09
$^{133\text{m}}\text{Xe}$	2,65E+04	1,87E+04	1,86E+04	6,55E+04	1,52E+04	1,45E+05
$^{133}\text{Xe}$	4,63E+05	3,27E+05	3,26E+05	1,18E+06	2,97E+05	2,59E+06
$^{135\text{m}}\text{Xe}$	4,70E+07	2,66E+07	2,72E+07	2,67E+07	2,10E+07	1,49E+08
$^{135}\text{Xe}$	5,39E+06	3,80E+06	3,78E+06	1,09E+07	2,95E+06	2,68E+07
$^{138}\text{Xe}$	1,80E+08	1,01E+08	1,04E+08	1,02E+08	8,50E+07	5,72E+08
Сумма:	8,60E+08	4,88E+08	5,00E+08	5,05E+08	2,45E+08	2,60E+09
Всего:	1,23E+09	1,33E+09	1,24E+09	8,0E+09	2,62E+08	4,85E+09

Результаты измерений в 1980-е годы изотопного состава ИРГ в выбросной трубе ПУГР «АВ-2» показывают [4], [5]:

- в составе ИРГ присутствовали газы с периодом полураспада более ~15 мин;
- максимальные значения ОА регистрировались для сравнительно короткоживущего  $^{138}\text{Xe}$  (14,2 мин), который, как и  $^{135\text{m}}\text{Xe}$  (15,6 мин), мог поступать

в трубу только через систему вентиляции под-реакторного пространства, минуя газгольдер (см. рис. 1).

Экспертные оценки, выполненные на основании радиометрических измерений в кладках выведенных из эксплуатации ПУГР, показывают, что в аварийных ячейках кладки реактора «АВ-2» суммарная масса частиц урана достигает  $M_U = 4$  кг [7].

При проведении реконструкции радионуклидного состава ИРГ учитывались все источники образования: поступление из «просьпей» (с задержкой в газгольдере) и из охлаждающей воды (минуя газгольдер). Результаты реконструкции выбросов (см. табл. 4) удовлетворительно (в пределах 2–3 раз) соответствуют экспериментальным данным [4], [5].

### Радиохимические заводы как источник выбросов ИРГ в атмосферу

На ФГУП «ПО «МАЯК» эксплуатировалось три радиохимических завода:

- завод «Б», с декабря 1948 по 1963 гг.;
- завод «ДБ», (1959–1989 гг.);
- завод «РТ-1», (1977 г. – н. в.).

На заводах «Б» и «ДБ» перерабатывался естественный уран, облученный в ПУГР.

Активность  $r$ -го осколка деления (ИРГ), накапливающаяся в урановом блоке (или в «просьпи») ПУГР, зависит от его постоянной распада  $\lambda_r$  ( $\lambda_r = \ln(2)/T_{1/2}$ ) и определяется длительностью облучения ( $T$ ), кумулятивным выходом  $Y_r$  и плотностью потока тепловых нейтронов. Если мощность уранового блока равна 1 кВт, то в нем происходит  $G_0 = 3,1 \cdot 10^{13}$  делений в секунду, а активность  $r$ -го ИРГ в облученном уране (на момент времени  $t$  после окончания облучения) можно в первом приближении (без учета распада предшествующих радионуклидов) записать как:

$$A(T, t)_r^U = G_0 \cdot Y_r \cdot (1 - e^{-\lambda_r T}) \cdot e^{-\lambda_r t}, \quad (1)$$

На рис. 3 приведены расчетные данные, характеризующие относительную радиационную значимость основных ИРГ осколочного происхождения  $R_r$  (по отношению к  $^{85}\text{Kr}$ ) в зависимости от времени выдержки  $t$  облученного урана в бассейне выдержки до радиохимической переработки (см. уравнение 1):

$$R_r = (A(T, t)_r^U \cdot DK_r^V) / (A(T, t)_{\text{Kr-85}}^U \cdot DK_{\text{Kr-85}}^V) \quad (2)$$

Расчеты выполнены при следующих предположениях:

- средняя продолжительность облучения урана в реакторе  $T = 150$  суток [8];

- продолжительность выдержки урана перед радиохимической переработкой ( $t$ ) изменялась от 25–40 суток в начале 1950-х годов до 200–300 суток в середине 1980-х годов;
- выход ИРГ из урана в газовую фазу составлял 100% (или некоторую постоянную для всех ИРГ долю от накопленной активности) и происходил практически одновременно, как при растворении урана на радиохимическом заводе;
- все ИРГ при выходе из трубы радиохимического завода перемещались одинаковым образом (без дискриминации в пространстве), а образующееся приземное облако можно рассматривать как полубесконечное;
- при расчете радиоактивного распада каждого ИРГ после окончания облучения учитывалось изменение активности материнского и всех предшествующих нуклидов.

Приведенные на рис. 3 данные показывают, что через 1440 ч (60 сут) ОА всех ИРГ определяется только нуклидами  $^{85}\text{Kr}$ ,  $^{135}\text{Xe}$  и  $^{131\text{m}}\text{Xe}$ . Поэтому в 1950–1960-х годах из труб заводов «Б» и «ДБ» в атмосферу могли поступать только ИРГ с периодом полураспада более нескольких суток, а в 1970–1980-х годах — только  $^{85}\text{Kr}$ .

На заводе РТ-1 перерабатывается ОЯТ с выдержкой не менее 3–5 лет, поэтому в атмосферу с выбросами поступает только один ИРГ —  $^{85}\text{Kr}$ .

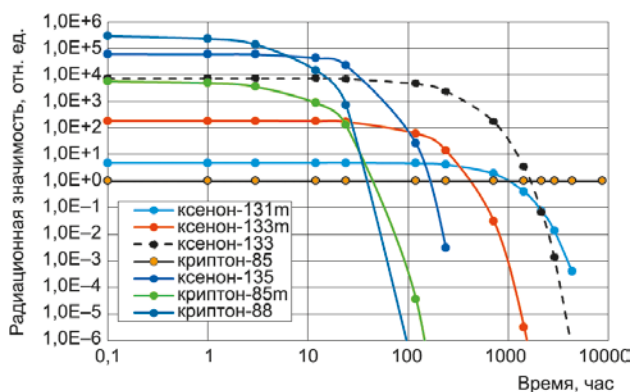


Рис. 3. Изменение относительной радиационной значимости  $R_r$  (мощности эффективной дозы внешнего облучения) для основных ИРГ осколочного происхождения по отношению к  $^{85}\text{Kr}$  при облучении естественного урана в реакторе в течение 150 суток в зависимости от времени после окончания облучения в ПУГР

### Расчет приземной объемной активности ИРГ в атмосфере

Атмосферный перенос и рассеяние ИРГ моделировались с помощью компьютерной программы RATCHET [9]. Параметры каждой трубы — координаты, высота, диаметр, расход воздуха и

температура отходящей газовой смеси — задавались по архивным эксплуатационным документам.

В отличие от ПУГР, где выбросы ИРГ носили непрерывный квазистационарный характер, выбросы ИРГ из труб радиохимических заводов имели ярко выраженное дискретное (залповое) распределение во времени. В расчетах использовались почасовые мощности выброса, полученные в предположении об их равномерном распределении за каждый месяц (год). Для всего расчетного временного интервала (1948–1989 гг.) была подготовлена последовательность почасовых метеопараметров на основе результатов измерений на метеостанции, расположенной в районе пос. Аргаяш, входящей в наблюдательную сеть Росгидромета [10]. В качестве входной информации задавались данные о скорости и направлении ветра, температуре воздуха, категории атмосферной устойчивости по классификации Пасквилла — Гиффорда — Тернера. Возможное изменение направления ветра с высотой не учитывалось, а скорость ветра на высоте источника выброса определялась по адиабатическому профилю на основе приземных данных [5].

Расчет значений интегральных приземных объемных активностей (ПАО) проводили для нескольких контрольных точек, соответствующих местоположению ближайших к предприятию населенных пунктов: г. Озёрска (плотины П-1), г. Озёрска (ЦЗЛ), пос. Новогорного, пос. Метлино (ОНИС), г. Касли, г. Кыштыма, пос. Худайбердинска. Расчет доз внешнего облучения для взрослого человека проводили с использованием дозовых коэффициентов ( $DK_r^V$ ) для геометрии полубесконечного облака (табл. 1) [1]. В табл. 5 приведены результаты расчета эффективной дозы внешнего облучения по некоторым

Таблица 5. Расчетные значения накопленной дозы внешнего облучения для основных населенных пунктов от выбросов ИРГ реакторного производства (1949–1989 гг.) [5], мЗв

Нуклид	Озёрск (П-1)	Озёрск (ЦЗЛ)	Новогорный	Кыштым	Касли	Метлино (ОНИС)
$^{41}\text{Ar}$	11,7	8,49	16,7	4,64	4,88	15,1
$^{85\text{m}}\text{Kr}$	0,002	0,001	0,002	0,001	0,000	0,002
$^{87}\text{Kr}$	0,087	0,047	0,126	0,029	0,028	0,108
$^{88}\text{Kr}$	0,166	0,089	0,233	0,054	0,055	0,200
$^{135\text{m}}\text{Xe}$	0,102	0,048	0,158	0,031	0,022	0,122
$^{135}\text{Xe}$	0,0146	0,0078	0,0198	0,0046	0,0048	0,0173
$^{138}\text{Xe}$	1,13	0,531	1,78	0,341	0,245	1,31
Сумма	13,2	9,2	19,0	5,1	5,2	16,8

населенным пунктам за период 1948—1989 гг. с учетом вклада основных ИРГ.

Предположим, что в среднем за период 1978—2024 гг. на заводе РТ-1 перерабатывали 200 т/год ОЯТ ВВЭР-1000 с выгоранием 30 ГВт/т и выдержкой 5 лет. Тогда в атмосферу ежегодно поступало  $\sim 4,0 \cdot 10^{16}$  Бк/год  $^{85}\text{Kr}$  [6]. Выполненные расчеты показывают, что при таком выбросе значения среднегодовой ПОА в г. Озёрск составляют  $2,1 \text{ Бк/м}^3$ , а мощности эффективной дозы —  $0,016 \text{ мкЗв/год}$ . Всего за период 1978—2024 гг. (46 лет) накопленная доза от выбросов  $^{85}\text{Kr}$  из трубы завода РТ-1 оценивается в  $0,75 \text{ мкЗв}$ .

### Сравнение результатов расчета с экспериментальными данными

#### Стационарная система контроля МЭД

В 1958 году в зоне влияния ПО «Маяк» была создана автоматизированная система дозиметрического контроля мощности экспозиционной дозы (МЭД), состоящая из 8 стационарных постов. На каждом посту были установлены дозиметрические приборы и самопишущие потенциометры для непрерывной записи измеренных значений МЭД. Эти показания обрабатывались вручную графическим способом, при этом кратковременное возрастание МЭД интерпретировалось как радиационное воздействие от облака ИРГ (при направлении ветра от источников выброса на контрольный пункт), а соответствующая экспозиционная доза получила название «доза от струи выбросов». Исходя из формы кривой на диаграмме определялись фоновые значения МЭД (обусловленные загрязнением поверхности почвы гамма излучающими радионуклидами) и значения экспозиционной «дозы от струи выбросов» (по длительности и амплитуде участков с превышением фоновых значений).

Всего за период 1959—1989 гг. суммарное значение накопленной экспозиционной дозы составило: г. Озёрск (П-1) — 394 мР, пос. Метлино (ОНИС) — 293 мР, пос. Новогорный — 506 мР. По другим пунктам контроля непрерывный ряд наблюдений отсутствует. Суммарная погрешность этих значений дозы оценивается в 50—100% [5].

Известно, что в воздухе, в условиях равновесия заряженных частиц, экспозиционной дозе 1 Р соответствует поглощенная доза  $8,77 \text{ мГр}$ . Предполагая, что поглощенной дозе в воздухе, равной 1 мГр, соответствует эффективная доза в теле человека, равная  $0,7 \text{ мЗв}$ , коэффициент перехода от экспозиционной дозы к эффективной можно записать как  $\sim 6,1 \text{ мЗв/Р}$ . На рис. 4 в качестве примера приведено сравнение расчетных

данных (мЗв/год) с результатами измерений годовой экспозиционной дозы «от струи» (преобразовано из мР в мЗв) в г. Озёрске (П-1) за период 1959—1989 гг. Анализ рис. 4 показывает, что в период 1959—1970-х гг. расчетные и измеренные значения годовой дозы были близки между собой, а начиная с 1970-х гг. экспериментальные данные были всегда больше расчетных значений в 8—20 раз.

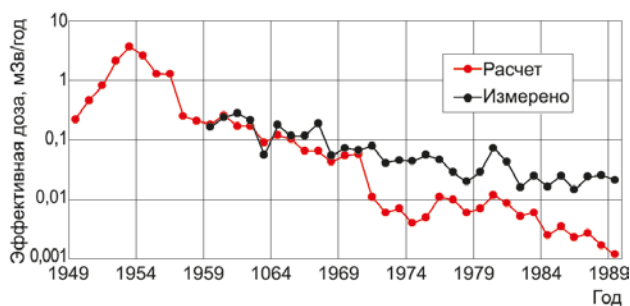


Рис. 4. Сравнение расчетных годовых доз внешнего облучения от облака ИРГ с экспериментальными данными для пункта контроля в г. Озёрске (П-1)

### Результаты измерений поглощенной дозы на территории г. Озёрска

Осенью 2006 года, в рамках международного проекта SOUL, на ФГУП «ПО «Маяк» выполнены работы по экспериментальному определению накопленной дозы внешнего облучения в образцах строительной керамики города Озёрска методами люминесцентной (OSL) и термолюминесцентной (TL) ретроспективной дозиметрии [11]. В качестве объектов контроля использовались образцы кирпичей, отобранные из стен различных зданий (сооружений) исторической части г. Озёрска постройки 1948—1949 годов. Расстояние от мест отбора кирпичей до источников выброса ИРГ составляет 8—10 км. Дозиметрические исследования были выполнены в лаборатории GSF (Германия). Использовались зерна кварца размером 140—200 мкм, отобранные с глубины 5—8 мм от наружной поверхности кирпича. В общем случае TL-метод оказался более предпочтительным, хотя в пределах погрешности оба подхода хорошо согласуются между собой. Методика измерения техногенной составляющей поглощенной дозы внешнего гамма-облучения  $D_\gamma$  приведена в работе [11]. Верхний предел поглощенной дозы в кирпиче  $D_\gamma$  оценивается на уровне  $25 \text{ мГр}$  (три стандартных отклонения). Выполненные с учетом полубесконечной  $2\pi$ -геометрии («стена здания — атмосфера») расчеты показали, что средняя энергия гамма-излучения в приземном слое атмосферы,



обусловленная объемным источником  $^{41}\text{Ar}$ , составляет  $\sim 200$  кЗв, а отношение поглощенной дозы в воздухе к поглощенной дозе в кирпиче равно 2,1. Значение конверсионного фактора, равного отношению поглощенной дозы в воздухе (керма) к эффективной дозе, оценено в 0,4 Зв/Гр.

### Обсуждение

1. Повышенное радиационное воздействие на население от выбросов ИРГ из труб ПУТР обусловлено особенностями их эксплуатации в 1950-е годы:

- продувка графитовой кладки реакторов первоначально осуществлялась обычным атмосферным воздухом, что сопровождалось интенсивными выбросами  $^{41}\text{Ar}$ ;
- аварийные ситуации, связанные с поступлением урана в кладку ПУТР, приводили к выбросам ИРГ осколочного происхождения (изотопов криптона и ксенона);
- отсутствие систем газоочистки и выдержки отходящих газозооных потоков приводило к прямому поступлению короткоживущих ИРГ в атмосферу.

2. Регулярный штатный инструментальный контроль мощности выбросов ИРГ был организован только в середине 1960-х годов. Поэтому реконструкция выбросов ИРГ из труб ПУТР выполнено расчетным образом. Используемые консервативные методики позволили оценить максимально возможные значения выбросов.

3. Результаты реконструкции показывают (см. табл. 4), что суммарный выброс  $^{41}\text{Ar}$  из труб всех ПУТР за весь период их эксплуатации оценивается значением  $\sim 2,25 \cdot 10^9$  Ки ( $8,3 \cdot 10^{19}$  Бк), причем основная часть выбросов  $^{41}\text{Ar}$  (более 80%) произошла в период до 1956 года (в период продувки кладки реакторов атмосферным воздухом). Эти результаты следует признать достоверными и надежными, поскольку они были получены с использованием измерений на активационном газоанализаторе.

4. Суммарный выброс всех ИРГ осколочного происхождения за весь период эксплуатации реакторного производства (см. табл. 4) оценивается значением  $\sim 2,60 \cdot 10^9$  Ки ( $9,6 \cdot 10^{19}$  Бк). Выбросы этих радионуклидов были обусловлены в основном аварийными ситуациями, связанными с попаданием урана в графитовую кладку реакторов в первые годы эксплуатации ПУТР. Погрешность результатов реконструкции выбросов некоторых (наиболее короткоживущих) ИРГ может достигать одного порядка величины.

5. Результаты расчетов значений интегральной приземной объемной активности, обусловленной выбросами ИРГ из труб ПУТР за период с 1948 по 1990 гг., и значения соответствующей эффективной дозы внешнего облучения для взрослого человека, выполненные в геометрии полубесконечного облака для ближайших к предприятию населенных пунктов (см. табл. 5), показали:

- накопленные дозы внешнего облучения на открытой местности (без учета продолжительности пребывания в закрытых помещениях и защитных свойств зданий и сооружений) для жителей г. Озёрска, расположенного на расстоянии 10–12 км от источников выброса, изменялись от 9,2 мЗв (в центре города) до 13,2 мЗв (в восточной части);
- для жителей других населенных пунктов соответствующие дозы внешнего облучения изменялись от 5,1 мЗв в г. Кыштыме (20 км) до 19 мЗв в пос. Новогорном (6 км);
- более 85% дозы внешнего облучения обусловлено выбросами  $^{41}\text{Ar}$ .

6. Показано, что изотопный состав выбросов ИРГ осколочного происхождения из труб радиохимического производства (заводы «Б» и «ДБ») и их радиационная значимость для населения определялись продолжительностью ( $t$ ) хранения облученного урана в бассейне выдержки ПУТР. Если время выдержки  $t$  изменялось в диапазоне от 30 до 60 суток, то МЭД на местности определялась в основном  $^{135}\text{Xe}$  и  $^{85}\text{Kr}$ , а при  $t$  больше 60 суток – только  $^{85}\text{Kr}$ . Мощность выбросов  $^{85}\text{Kr}$  из труб радиохимического производства (заводы «Б» и «ДБ») была на 5–6 порядков величины меньше, чем из всех труб ПУТР.

7. Показано, что за 1977–2024 гг. на заводе РТ-1 в атмосферу ежегодно поступало в среднем  $\sim 4,0 \cdot 10^{16}$  Бк/год  $^{85}\text{Kr}$  (максимальная консервативная оценка), а среднегодовое значение эффективной дозы в г. Озёрске составляло 0,016 мкЗв/год или 0,75 мкЗв за 46 лет.

8. Выполненные расчетные оценки показывают, что суммарная эффективная доза для взрослого населения г. Озёрска от атмосферных выбросов  $^{85}\text{Kr}$  из всех труб радиохимического производства за все время существования предприятия (1948–2024 гг.) не превышает 1 мкЗв. Ретроспективных методов экспериментального подтверждения (измерения) такой ничтожно малой дозы не существует. Можно только консервативно оценить верхнюю границу дозы от выбросов  $^{85}\text{Kr}$ .

9. Существовавшая на предприятии автоматизированная система радиационного контроля «дозы от струи» (см. подраздел «Стационарная

система контроля МЭД») позволяла регистрировать все кратковременные изменения МЭД, обусловленные влиянием всех источников. Рассмотрим составляющие экспозиционной и внешней эффективной дозы в г. Озёрске (П-1) за период 1959—1990 гг.:

- по показаниям автоматизированной системы накопленная экспозиционная доза оценивалась  $\sim 0,40$  Р, что соответствует  $\sim 2,4$  мЗв эффективной дозы;
- расчетное максимальное значение эффективной дозы за период 1949—1990 гг. равно 13,2 мЗв (см. табл. 5) или 11,8 мЗв за период 1949—1958 гг. и 1,4 мЗв за период 1959—1990 гг. (см. рис. 4);
- тогда экспериментальное значение эффективной дозы за период 1959—1990 гг. превышает соответствующее расчетное на 1,0 мЗв, или в среднем на 0,032 мЗв/год.

Отметим, что в расчетах (см. рис. 4) учитывались только МЭД от ИРГ, поступавших в атмосферу через трубы ПУГР. Дополнительными источниками выброса являются:

- радиационное воздействие от облака  $^{85}\text{Kr}$ , поступавшего в атмосферу из труб радиохимических заводов;
- радиационное воздействие от поверхности почвы, обусловленное осаждением дочерних продуктов распада ИРГ в аэрозольной форме (см. табл. 2);
- поступление короткоживущих радионуклидов осколочного происхождения в виде водного аэрозоля с акватории водоема Карачай (водоем В-9) [12] и др.

10. Продемонстрируем методику оценки доз внешнего облучения от поверхности почвы на примере пары  $^{88}\text{Kr}$  (2,86 ч) и  $^{88}\text{Rb}$  (17,8 мин) для точки контроля МЭД, расположенной в г. Озёрске (среднее время движения облака от источников выброса — более 1,5 ч) в предположении, что ОА дочернего и материнского нуклида (в атмосфере г. Озёрска) находятся в состоянии радиоактивного равновесия. Расчетную оценку дозы внешнего облучения  $D_S$  от поверхности почвы, загрязненной  $^{88}\text{Rb}$ , можно записать в виде:

$$A_S^\Sigma = \sum_{i=1}^N A_V^i \cdot w \cdot \Delta T = w \cdot \Delta T \cdot A_V^\Sigma,$$

$$D_S = DK_S \cdot A_S^\Sigma \cdot \Delta T, \quad (3)$$

где  $A_V^\Sigma$  — расчетное значение интегральной (за период 1949—1989 гг.) ОА  $^{88}\text{Kr}$ , Бк/м<sup>3</sup>;  
 $A_V^i$  — расчетное значение ОА  $^{88}\text{Kr}$  за  $i$ -й расчетный временной интервал, Бк/м<sup>3</sup>;

$A_S^\Sigma$  — расчетное значение суммарной (за период 1949—1989 гг.) поверхностной плотности выпадений  $^{88}\text{Rb}$ , Бк/м<sup>2</sup>;

$\Delta T$  — шаг расчетного временного интервала (по программе RATCHET),  $\Delta T = 3600$  с;

$N$  — общее число временных интервалов, равное количеству часов за период 1949—1989 гг.;

$DK_r^S$  — дозовый коэффициент эффективной дозы внешнего облучения взрослого человека при облучении от бесконечной поверхности (см. табл. 2), Зв·м<sup>2</sup>·с<sup>-1</sup>·Бк<sup>-1</sup> [1];

$w$  — среднее значение скорости осаждения на поверхность почвы  $^{88}\text{Rb}$  в виде аэрозоля, образовавшегося при распаде  $^{88}\text{Kr}$ ,  $w = 0,01$  м/с.

Значение суммарной (за 1949—1989 гг.) дозы внешнего облучения от поверхности почвы, загрязненной  $^{88}\text{Rb}$ , оценивается  $D_S = 0,030$  мЗв. Определенный вклад в дозу внешнего облучения от поверхности почвы вносят и другие нуклиды (см. табл. 2), но более детальное рассмотрение этих вопросов выходит за рамки данной работы.

11. Другую оценку радиационной значимости выбросов  $^{85}\text{Kr}$  в атмосферу из труб радиохимических заводов можно получить на основе анализа результатов определения накопленной дозы внешнего облучения в образцах строительной керамики города Озёрска (см. подразд. «Результаты измерений поглощенной дозы на территории г. Озёрска») методами ретроспективной термолюминесцентной дозиметрии (ТЛД).

В работе [11], на основе анализа 7 проб кирпичей, отобранных из различных зданий г. Озёрска, построенных в 1949—1951 гг., было показано:

- полученные значения поглощенной дозы в пробах кирпичей были близки к нижнему пределу измерений для использованных методов;
- средние по всем пробам значения поглощенной дозы в кирпиче за период 1950—2006 гг. составляют 10 мГр;

– с вероятностью 95% максимальное значение эффективной дозы за период 1950—2006 гг. для взрослых жителей при условии постоянного пребывания на открытой местности не превышает 21 мЗв, при среднем значении 8,4 мЗв.

Этот результат хорошо совпадает (см. табл. 5) с расчетным значением (9,2 мЗв) для Озёрск (ЦЗЛ).

12. Вышеприведенные оценки эффективной дозы внешнего облучения населения получены при условии постоянного пребывания на открытой местности. Более реалистичной оценкой средней дозы следует считать 4,6 мЗв, полученной в предположении, что:

- относительная (в течение календарного года) доля времени нахождения жителей в зданиях

и сооружениях составляет 0,7, на открытой местности — 0,2 и за пределами территории основного проживания — 0,1 (во время отпуска или каникул);

- защитные свойства жилых и общественных зданий, определяющие снижение уровня внешнего облучения внутри них по сравнению с уровнем облучения на открытой местности, оцениваются как 0,5.

### Выводы

1. Получены расчетно-экспериментальные оценки значений максимально возможных выбросов всех ИРГ реакторного и радиохимического производства за 1948—2024 гг.

2. С использованием программного комплекса RATCHET выполнены расчетные оценки приземной объемной активности всех ИРГ для ближайших к ПО «Маяк» населенных пунктов.

3. Полученные результаты использованы для оценки накопленной эффективной дозы внешнего облучения для взрослого населения ближайших к ПО «Маяк» населенных пунктов в приближении полубесконечного облака. Показано, что при условии постоянного пребывания на открытой местности дозы внешнего облучения жителей г. Озёрска за период 1948—2024 гг. от выбросов ИРГ реакторного производства составляют (8—13) мЗв, а от выбросов радиохимического производства — 1 мкЗв.

4. Расчетные результаты оценки внешних доз жителей г. Озёрска хорошо соответствуют экспериментальным данным прямых измерений (1959—1989 гг.) и ретроспективной термoluminesцентной дозиметрии (1948—2006 гг.).

5. Суммарная эффективная доза внешнего облучения взрослых жителей г. Озёрска от атмосферных выбросов  $^{85}\text{Kr}$  из всех труб радиохимического и реакторного производства за все время существования предприятия (1948—2024 гг.) не превышает 1 мкЗв, что в ~ 100 000 раз меньше допустимого годового значения (1 мЗв/год).

6. При проектировании нового крупного радиохимического завода на существующей площадке ФГУП «ПО «Маяк» целесообразно принять следующие концептуальные допущения и решения:

- выброс  $^{85}\text{Kr}$  в атмосферу при переработке 1000 т/год ОЯТ ВВЭР-1000 с выгоранием 40 ГВт/т и выдержкой 5 лет составит  $3,1 \cdot 10^{17}$  Бк/год;
- годовая доза внешнего облучения жителей г. Озёрска не превысит 0,12 мкЗв/год;
- установить годовую дозовую квоту на выброс  $^{85}\text{Kr}$  в атмосферу 0,6 мкЗв/год (с коэффициентом запаса 5);

- указанные значения доз можно оценить только расчетным способом, поскольку они намного меньше даже флуктуаций естественного радиационного фона и не могут быть измерены современными методами контроля;
- разрабатывать и устанавливать специальные системы газоочистки выбросов  $^{85}\text{Kr}$  из трубы на радиохимическом заводе не требуется.

### Литература

1. Federal Guidance Report No. 15: External Exposure to Radionuclides in Air, Water and Soil. External Dose Rate Coefficients for General Application. ORNL, June 2018.

2. *Круглов А. К.* Как создавалась атомная промышленность в СССР. 2-е изд., испр. — М. : ЦНИИАтоминформ, 1995. 380 с.

3. *Бурдаков Н. С.* Некоторые страницы из истории развития технологии промышленных уран-графитовых реакторов. — Озерск, 1996. 138 с.

4. *Глаголенко Ю. В., Дрожко Е. Г., Мокров Ю. Г. и др.* Методика и результаты реконструкции выбросов инертных радиоактивных газов из труб графитовых реакторов ПО «Маяк» за весь период их эксплуатации // Вопросы радиационной безопасности. 2008. № Спецвыпуск. С. 6—21.

5. *Глаголенко Ю. В., Дрожко Е. Г., Мокров Ю. Г. и др.* Реконструкция доз внешнего облучения жителей г. Озерска в результате атмосферных выбросов инертных радиоактивных газов из труб реакторного производства ПО «Маяк» в период с 1948 по 1989 гг. // Вопросы радиационной безопасности. 2008. № Спецвыпуск. С. 22—34.

6. *Колобашкин В. М., Рубцов П. М., Ружанский П. А., Сидоренко В. Д.* Радиационные характеристики облученного ядерного топлива : Справочник. — М. : Энергоатомиздат, 1983. 384 с.

7. *Асновский В. Н., Ровный С. И., Глазков С. П. и др.* Обследование радиационного состояния графитовых кладок промышленных реакторов // Атомная энергия. 2007. Т. 102. № 2. С. 113—116.

8. *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 радиационной безопасности. 2008. № Спецвыпуск. С. 35—51.

9. *Ramsdell J. V. Jr., Simonen C. A., Burk K. W.* Regional Atmospheric Transport Code for Hanford Emission Tracking (RATCHET). PNWD-2224 HEDR. — Batelle, PNL, Richland, WA. 1994.

10. *Музруков В. А.* Обеспечение расчетов приземных концентраций загрязняющих веществ в

зоне влияния «ПО «МАЯК» метеорологической информацией // Вопросы радиационной безопасности. 2005. № 2 (38). С. 78–85.

11. Woda C., Jacob P., Ulanovsky A., Fiedler I., Mokrov Y., Rovny S. Evaluation of external exposures of the population of Ozyorsk, Russia, with luminescence measurements of bricks // Radiat. Environ.

Biophys. 2009. No. 48: Pp. 405–417. DOI: 10.1007/s00411-009-0236-x.

12. Мокров Ю. Г., Мокров К. Ю. Изучение загрязнения атмосферы вблизи водоема Карачай в результате ветрового уноса водного аэрозоля с его поверхности // Вопросы радиационной безопасности. 2017. № 1 (85). С. 67–79.

### Информация об авторе

Мокров Юрий Геннадьевич, доктор технических наук, советник генерального директора по науке и экологии, ФГУП «ПО «Маяк» (456780, Челябинская обл., Озерск, ул. Ермолаева, д. 18), e-mail: mokrov@po-mayak.ru.

### Библиографическое описание статьи

Мокров Ю. Г. Радиационная значимость выбросов в атмосферу инертных радиоактивных газов источниками реакторного и радиохимического производства ФГУП «ПО «Маяк» // Радиоактивные отходы. 2025. № 1 (30). С. 44–56. DOI: 10.25283/2587-9707-2025-1-44-56.

## ATMOSPHERIC EMISSIONS OF INERT RADIOACTIVE GASES FROM REACTOR AND RADIOCHEMICAL PRODUCTION FACILITIES OF THE FEDERAL STATE UNITARY ENTERPRISE MAYAK PA AND THEIR RADIOLOGICAL IMPACT

Mokrov Yu. G.

FSUE “Mayak PA”, Ozersk, Chelyabinsk region, Russia

Article received on December 27, 2024

*The paper considers the parameters of earlier existed (1948–2024) sources of inert radioactive gas (IRG) emissions associated with the Mayak’s reactor and radiochemical production facilities to support the establishment of scientifically based dose quotas for atmospheric krypton-85 ( $^{85}\text{Kr}$ ) emissions proposed for a new large radiochemical SNF reprocessing plant. The study evaluates the following parameters: radiation characteristics of all IRGs that could have been released into the atmosphere; the reconstructed IRG emissions; the calculated near-surface activity concentration and external radiation doses due to IRG emissions for the populated areas in the plant’s immediate vicinity; measured accumulated external radiation doses. The study shows that the calculated external radiation doses for the Ozersk residents in 1948–2024 provided their permanent exposure to the IRG emissions from the reactor production in the open area amount to (9–13) mSv, which seems to be in good agreement with the experimental data from direct measurements (1959–1989) and retrospective thermoluminescent dosimetry (1948–2006). As it comes to adult residents of the Ozersk city, it indicates that all through the operational life of the enterprise (1948–2024), the total effective dose of external exposure caused by  $^{85}\text{Kr}$  emitted from all stacks of the radiochemical and reactor production facilities did not exceed 1  $\mu\text{Sv}$ , which is  $\sim 100,000$  times less than the annual threshold (1 mSv/year). The indicated doses can be estimated only based on relevant calculations, since they are much lower even than the radiation background fluctuations and cannot be measured using modern monitoring techniques. The following conceptual assumptions and approaches were proposed to be adopted in the designs of the new large radiochemical plant planned for construction at the existing site of FSUE Mayak PA:*

- provided the reprocessing capacity of 1,000 t/year of VVER-1000 SNF with a burnup of 40 GW/t and its cooling for 5 years, the  $^{85}\text{Kr}$  release into the atmosphere is assumed to amount to  $3.1 \cdot 10^{17}$  Bq/year and the annual external radiation dose for the Ozersk residents would not exceed 0.12  $\mu\text{Sv}/\text{year}$ ;
- an annual limit for  $^{85}\text{Kr}$  releases into the atmosphere of 0.6  $\mu\text{Sv}/\text{year}$  (provided a safety factor of 5) should be established;
- there is no need to develop and install special systems to treat  $^{85}\text{Kr}$  releases from the discharge stack of the radiochemical plant.

**Keywords:** inert radioactive gases, krypton-85, atmospheric emission, radiation characteristics, external radiation dose, radiochemical plant, radioactive waste.

### References

1. Federal Guidance Report No. 15: External Exposure to Radionuclides in Air, Water and Soil. External Dose Rate Coefficients for General Application. ORNL, June 2018.
2. Kruglov A. K. *Kak sozdavalas' atomnaya promyshlennost' v SSSR* [How the nuclear industry was created in the USSR]. Moscow, TsNIIatominform Publ., 1995. 380 p.
3. Burdakov N. S. *Nekotoryye stranitsy iz istorii razvitiya tekhnologii promyshlennykh uran-grafitovykh reaktorov* [Some Pages from the History of Production Uranium-Graphite Reactor Technology and its Development]. Ozersk, 1996. 138 p.
4. Glagolenko Yu. V., Drozhko E. G., Mokrov Yu. G. et al. Metodika i rezul'taty rekonstruktsii vybrosov inertnykh radioaktivnykh gazov iz trub grafitovykh reaktorov PO "Mayak" za ves' period ikh ekspluatatsii [Methods and results of reconstruction of noble gas releases from the stacks of the MAYAK PA graphite reactors over the whole period of their operation]. *Voprosy radiatsionnoy bezopasnosti — Radiation Safety Issues*, 2008, no. Special Edition, pp. 6—21.
5. Glagolenko Yu. V., Drozhko E. G., Mokrov Yu. G. et al. Rekonstruktsiya doz vneshnego oblucheniya zhiteley g. Ozerska v rezul'tate atmosferynykh vybrosov inertnykh radioaktivnykh gazov iz trub reaktornogo proizvodstva PO "Mayak" v period s 1948 po 1989 gg. [Reconstruction of external doses to Ozyorsk residents due to atmospheric releases of inert radioactive gases from the stacks of the MAYAK PA reactor production from 1948 to 1989]. *Voprosy radiatsionnoy bezopasnosti — Radiation Safety Issues*, 2008, no. Special Edition, pp. 22—34.
6. Kolobashkin V. M., Rubtsov P. M., Ruzhansky P. A., Sidorenko V. D. *Radiatsionnyye kharakteristiki obluchennogo yadernogo topliva: Spravochnik* [Radiation characteristics of irradiated nuclear fuel: Handbook]. Moscow, Energoatomizdat Publ., 1983. 384 p.
7. Asnovskii V. N., Rovnyi S. I., Glazkov S. P. et al. Ob sledovaniye radiatsionnogo sostoyaniya grafitovykh kladok promyshlennykh reaktorov [Examination of the radiation state of the graphite masonry of commercial reactors]. *Atomnaya energiya — Atomic Energy*, 2007, vol. 102, no. 2, pp. 113—116. DOI: 10.1007/s10512-007-0020-4.
8. Glagolenko Yu. V., Drozhko E. G., Mokrov Yu. G. et al. Metodika rekonstruktsii radionuklidnogo sostava i aktivnosti oskolkov deleniya, nakaplivayushchikhsya v obluchennom urane na moment yego radiokhimicheskoy pererabotki na zavode "B" PO "Mayak" v nachale 1950-kh gg. [Methods for Reconstruction of Radionuclide Composition and Activity of Fission Products Accumulated in the Irradiated Uranium at the Moment of Its Radiochemical Reprocessing at Mayak PA Plant in the early 1950s]. *Voprosy radiatsionnoy bezopasnosti — Radiation Safety Issues*, 2008, no. Special Edition, pp. 35—51.
9. Ramsdell J. V. Jr., Simonen C. A., Burk K. W. Regional Atmospheric Transport Code for Hanford Emission Tracking (RATCHET). PNWD-2224 HEDR. Batelle, PNL, Richland, WA. 1994.
10. Muzrukov V. A. Obespecheniye raschetov prizemnykh kontsentratsiy zagryaznyayushchikh veshchestv v zone vliyaniya "PO "MAYAK" meteorologicheskoy informatsiyey [Meteorological information support of the calculations of nearsurface contaminant concentrations in the area of the MAYAK PA influence]. *Voprosy radiatsionnoy bezopasnosti — Radiation Safety Issues*, 2005, no. 2 (38), pp. 78—85.
11. Woda C., Jacob P., Ulanovsky A., Fiedler I., Mokrov Y., Rovny S.. Evaluation of external exposures of the population of Ozyorsk, Russia, with luminescence measurements of bricks. *Radiat. Environ. Biophys.*, 2009, no. 48, pp. 405—417. DOI: 10.1007/s00411-009-0236-x.
12. Mokrov Yu. G., Mokrov K. Yu. Izucheniye zagryazneniya atmosfery vblizi vodoyema Karachay v rezul'tate vetrovogo unosa vodnogo aerolya s yego poverkhnosti [Study of atmospheric contamination in the vicinity of Lake Karachay as a result of wind transfer of water aerosol from its surface]. *Voprosy radiatsionnoy bezopasnosti — Radiation Safety Issues*, 2017, no. 1 (85), pp. 67—79.

### Information about the author

Mokrov Yuri Gennadievich, Doctor of Technical Science, Science and Ecology Adviser to Director General, FSUE Mayak PA (18, Ermolaeva st., Ozersk, Chelyabinsk region, 456780, Russia), e-mail: mokrov@po-mayak.ru.

### Bibliographic description

Mokrov Yu. G. Atmospheric Emissions of Inert Radioactive Gases from Reactor and Radiochemical Production Facilities of the Federal State Unitary Enterprise Mayak PA and their Radiological Impact. *Radioactive Waste*, 2025, no. 1 (30), pp. 44—56. DOI: 10.25283/2587-9707-2025-1-44-56. (In Russian).