

УДК 621.039.538+577.3:539.12.04
© 2006

ОЦЕНКА ЭФФЕКТИВНОГО ВРЕМЕНИ ХРАНЕНИЯ ОБЛУЧЕННОГО УРАНА В БАССЕЙНЕ ВЫДЕРЖКИ РЕАКТОРА “А” ЗА ПЕРИОД 1948–1954 гг.

Ю.В. Глаголенко, Е.Г. Дрожко, Ю.Г. Мокров, С.И. Ровный,

П.М. Стукалов, А.В. Лыжков

Россия, г. Озерск, ФГУП “ПО “Маяк”

О.Н. Александрова

Россия, г. Екатеринбург, УГТУ-УПИ

На основе сохранившихся архивных данных о помесечных балансах массы облученного урана (числа урановых блоков), хранившихся в бассейне выдержки реактора “А”, с использованием детерминистической модели “последовательной очереди”, выполнены расчетные исследования по реконструкции эффективного времени выдержки урана с момента выгрузки его из реактора до отправки на радиохимическую переработку (завод “Б”) в период с 1948 по 1954 гг. Полученные результаты позволяют провести ретроспективное восстановление радионуклидного состава атмосферных газоаэрозольных выбросов и жидких радиоактивных отходов, поступавших в р. Теча, с целью уточнения радиационных доз облучения жителей близлежащих населенных пунктов.

Производственное объединение “Маяк” (ПО “Маяк”) было создано в конце 1940-х гг. по специальному решению Правительства СССР для производства оружейного плутония. В состав предприятия входили (1950-е гг.):

– пять промышленных уран-графитовых реакторов (ПУГР) – “А”, “АИ”, “АВ-1”, “АВ-2”, “АВ-3”;

– радиохимический завод (завод “Б”) по выделению плутония-239 из облученного в ПУГР естественного урана;

– химико-металлургическое производство (завод “В”) для получения металлического плутония высокой чистоты;

– различные вспомогательные подразделения.

Создание и становление ПО “Маяк” проходило в отведенные Правительством СССР чрезвычайно сжатые временные сроки, в условиях послевоенной разрухи и тотального дефицита материальных ресурсов и квалифицированного инженерно-технического персонала. По существу, за 2–3 года (1947–1949 гг.) на базе ПО “Маяк” в СССР была создана новая, не

имеющая технических аналогов отрасль промышленности.

В ранний период деятельности ПО “Маяк” (1948–1957 гг.), предприятие производило регламентные (предусмотренные техническим проектом) и аварийные выбросы в атмосферу газообразных радиоактивных отходов и сбросы в поверхностные водные объекты жидких радиоактивных отходов (ЖРО). В результате радиоактивному загрязнению подверглись обширные территории в районе расположения предприятия, а жители ближайших населенных пунктов – радиационному воздействию.

Сложная радиационная обстановка, сложившаяся в первые годы работы предприятия, была обусловлена несовершенством существовавших в тот период времени технологий обращения с РАО, отсутствием эффективного газоочистного оборудования и знаний о поведении радиоактивных веществ в объектах окружающей среды и об их влиянии на здоровье человека.

Результаты предварительных исследований, выполненных специалистами ПО “Маяк” в 1990-х гг., показывают [1, 2], что в первые

годы работы предприятия (1948–1960 гг.) основной (подавляющий) вклад в дозу облучения населения вносили газо-аэрозольные выбросы йода-131 (^{131}I) радиохимического производства и выбросы инертных радиоактивных газов реакторного производства. В [3] было показано, что для жителей, проживавших в 1949–1954 гг. на берегах р. Теча значительный вклад в дозу облучения населения вносил не только ^{90}Sr (как это считалось ранее [4]), но и ^{89}Sr . Соотношение ^{89}Sr и ^{90}Sr в ЖРО, сбрасываемых с радиохимического производства в р. Теча, определялось временем выдержки облученного в реакторе урана.

Целью широкомасштабных научных исследований, выполняемых в настоящее время на ПО “Маяк”, является уточнение радиационных доз облучения жителей г. Озерска и других ближайших к предприятию населенных пунктов в первые годы его эксплуатации, когда регулярный экспериментальный контроль выбросов радионуклидов в атмосферу и сбросов жидких отходов в поверхностные водоемы не проводился или был ограничен.

Одним из основных параметров, определяющих радионуклидный состав образующихся на радиохимическом заводе жидких и газообразных радиоактивных отходов, является время выдержки облученного в реакторе урана перед его радиохимической переработкой (растворением). Время выдержки определяет не только удельную активность образующихся радиоактивных отходов и содержание ^{131}I в облученном уране, направляемом на завод “Б”, но и значения радиоизотопных соотношений $^{89}\text{Sr}/^{90}\text{Sr}$, $^{103}\text{Ru}/^{106}\text{Ru}$, $^{141}\text{Ce}/^{144}\text{Ce}$ и других, которые непосредственным образом влияли на формирование доз облучения персонала и населения.

ОСНОВНЫЕ ПОЛОЖЕНИЯ РАСЧЕТНОЙ МОДЕЛИ И РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТОВ

В 1940–1950-х гг. режим облучения урановых блоков в ПУГР был следующим:

- продолжительность облучения урановых блоков в ПУГР была не менее 4 месяцев;
- спустя 3–4 месяца после пуска ПУГР в эксплуатацию реактор переводился в режим регулярной (плановой) перегрузки. При этом каждый день из активной зоны реактора выгружалось (и загружалось) ~1 % урановых

блоков (технологических каналов) от общего количества урана, находящегося в активной зоне. Конструкция ПУГР предусматривала возможность проведения загрузки и разгрузки урановых блоков из любого технологического канала при работающем реакторе;

- разгруженные урановые блоки поступали на временное хранение (30–80 суток) в бассейн выдержки для распада короткоживущих радионуклидов;

- из бассейна выдержки облученные блоки ежедневно в специальных вагонах-контейнерах железнодорожным транспортом направлялись на радиохимическую переработку на завод “Б” (“ДБ”).

В зависимости от распределения мощности реактора по радиусу и высоте активной зоны накопление плутония в урановых блоках сильно различалось.

В архивах ПО “Маяк” удалось найти ежемесячную информацию о следующих составляющих баланса массы облученного урана (числа блоков) по каждому уран-графитовому реактору за период с 1948 по 1954 гг.:

- масса урана, находящаяся в активной зоне реактора на конец каждого календарного месяца;

- масса урана, поступившего из реактора в бассейн выдержки – M_k^{in} за каждый k -ый месяц;

- масса урана, хранящегося в бассейне выдержки на начало и конец каждого месяца;

- масса урана, отправленная на радиохимический завод – M_k^{out} за каждый k -ый месяц.

К сожалению, до настоящего времени не удалось обнаружить в архивах предприятия следующую информацию, необходимую для точного определения содержания ^{131}I в облученном уране:

- отсутствуют посуточные данные о массе урана, извлекаемого из активной зоны реактора, и о конкретном местоположении выгруженного урана в активной зоне реактора. Известно, что удельная тепловая мощность, а, следовательно, и накопление ^{131}I в центральной части активной зоны реактора может быть значительно больше, чем в периферийной части;

- отсутствуют посуточные данные о массе урана, направляемого из бассейна выдержки на радиохимический завод.

При отсутствии вышеуказанной инфор-

мации для решения задачи по реконструкции содержания ^{131}I в облученном уране можно использовать различные детерминистические или вероятностные модели. В данной работе использован детерминистический подход, который будем условно называть моделью “последовательной очереди”. Эта модель основана на следующих очевидных предположениях:

Предполагается, что в пределах каждого k -го календарного месяца посуточная скорость поступления массы облученного урана из реактора в бассейн выдержки (M_k^{in} / N_k) и скорость отправки массы урана из бассейна выдержки на радиохимическую переработку (M_k^{out} / N_k) были постоянными (N_k – число дней в календарном месяце). При этом отправка на переработку каждой очередной партии облученного урана была возможна только после того, как на завод “Б” будет отправлен весь уран, поступивший в бассейн выдержки раньше рассматриваемой партии урана. Другими словами, поступление урана из бассейна выдержки на радиохимическую переработку происходило в той же последовательности, в которой осуществлялась разгрузка урана из реактора, то есть в порядке “последовательной очереди”.

В таблице представлены результаты расчетов по модели “последовательной очереди” эффективного времени выдержки облученного урана, поступившего на радиохимическую переработку из бассейна выдержки реактора “А” в период с 1948 по 1954 гг.

Эффективное время выдержки $T_{эфф j}$ рассчитано по формуле:

$$T_{эфф j} = -\ln\left(\frac{\sum N_i e^{-\lambda T_i}}{\sum N_i}\right) / \lambda,$$

где λ – постоянная распада ^{131}I , сут $^{-1}$;

N_i – число урановых блоков, поступивших на радиохимическую переработку (завод “Б”) в j -м месяце с временем хранения в бассейне выдержки реактора “А” равным T_i .

Относительная доля отдельных партий блоков с различными временами хранения в бассейне выдержки от общего числа блоков, облученных в реакторе “А” в 1948–54 гг., показана на рисунке.

Среднее время хранения облученного урана в бассейне выдержки реактора “А” в 1948–54 гг. составляло 67,1 сут при стандартном отклонении, равном 21,9 сут (см. рисунок).

Таблица

Эффективное время выдержки – $T_{эфф}$ облученного урана (для ^{131}I), поступившего из бассейна выдержки реактора “А” на радиохимическую переработку за каждый месяц в период 1948–1954 гг., в сутках

Месяц	Год						
	1948	1949	1950	1951	1952	1953	1954
Январь	–	20,7	45,4	53,4	73,5	84,6	84,5
Февраль	–	35,6	47,0	57,1	67,2	78,4	81,2
Март	–	57,2	47,7	61,0	82,4	72,6	65,0
Апрель	–	80,4	51,1	49,5	86,8	71,4	53,8
Май	–	37,4	58,9	56,2	86,4	82,7	49,2
Июнь	–	23,4	65,1	62,4	82,5	83,2	45,4
Июль	–	26,3	61,0	65,3	87,0	79,2	42,3
Август	–	29,5	65,8	61,7	93,8	79,1	43,5
Сентябрь	–	31,8	63,1	55,5	–*	81,5	44,1
Октябрь	–	34,4	62,5	62,9	120,7	78,0	–*
Ноябрь	–	35,4	58,1	81,8	114,3	81,6	68,9
Декабрь	25,5	38,3	55,9	92,4	100,3	85,5	50,1

Примечание. * – поступления не было.

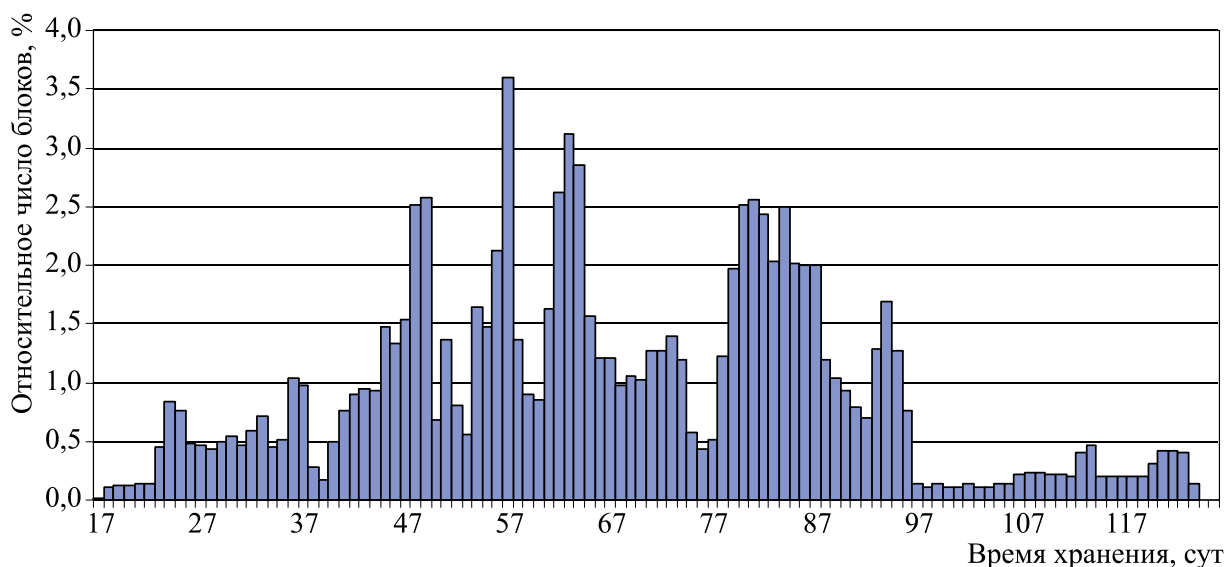


Рисунок. Распределение по времени выдержки массы урана, поступавшей из реактора “А” на радиохимическую переработку в 1948–1954 гг.

Выполненные расчеты показывают, что эффективное время выдержки для других радионуклидов (например ^{89}Sr) существенно не отличается от приведенного в таблице.

В различные периоды времени (1950–1954 гг.) эффективное время выдержки облученного урана, поступавшего на радиохимическую переработку с других ядерных реакторов значительно отличается от данных таблицы.

Характерное время облучения урана в реакторе за рассматриваемый период времени (1948–1954 гг.) составляло от ~120–140 сут (для центральной части активной зоны) до ~160–180 сут для периферийных участков.

КРАТКИЙ АНАЛИЗ ПОЛУЧЕННЫХ РЕЗУЛЬТАТОВ

Анализ приведенных выше расчетных данных позволяет сделать следующие выводы:

1. Эффективное время выдержки облученного в реакторе “А” урана в период с 1948 по 1954 гг. изменялось сложным, немонотонным образом в широком диапазоне значений от ~20 сут в январе 1949 г. до ~120 сут в октябре 1952 г. и до ~40 сут в июле 1954 г., при среднем значении ~67 сут. Такие изменения, по-видимо-

му, были связаны с этапами освоения, совершенствования и развития реакторного и радиохимического производства.

2. Расчеты времени выдержки урана выполнены с использованием детерминистической модели “последовательной очереди”. При отсутствии фактических данных о ежесуточном поступлении облученного урана из реактора в бассейн выдержки и данных о ежесуточных (в пределах каждого календарного месяца) поставках урана из бассейна выдержки на радиохимическое производство, использование модели “последовательной очереди” представляется оправданным. Тем не менее, следует отметить, что использование данной модели в некоторых случаях может давать физически некорректные результаты. Известно, что поставки облученного урана на завод “Б” осуществлялись партиями. Масса урана в каждой партии была строго определена и соответствовала массе урана загружаемого в аппарат-растворитель завода “Б”. При расчетах по модели “последовательной очереди” расчетное значение массы поставки урана на радиохимический завод за каждые сутки календарного месяца было одинаковым (кроме последнего дня месяца) и определялось как частное от деления суммарной

месячной поставки массы урана на число дней в рассматриваемом месяце. При таком способе расчета посуточной поставки массы урана на завод “Б” иногда возникали ситуации, когда расчетное значение суточной массы поставки было значительно меньше, чем значение массы стандартной партии, необходимой для проведения одной операции по растворению урана.

Такие “расчетные эффекты” могли приводить к некоторому искажению результатов расчетов по определению эффективного времени выдержки урана и общей поставки ^{131}I на завод “Б”.

3. Для определения границ возможной неопределенности результатов расчетов, выполненных по детерминистической модели “последовательной очереди” необходимо использовать вероятностные модели расчетов. Такие расчеты будут выполнены на последующих этапах исследований при оценке общей неопределенности всех полученных результатов, включая учет распределения мощности реактора по радиусу активной зоны.

ЛИТЕРАТУРА

1. Расчет эквивалентных доз облучения щитовидной железы, обусловленных выбросами в атмосферу йода-131: Временная отраслевая методика // Регистр № 2.6.1.004-99, Дрожко Е.Г., Мокров Ю.Г., Романов Г.Н., Хохряков В.В. – Озерск, 1999.
2. Сулова К.Г., Хохряков В.Ф., Дрожко Е.Г. и др. Эффективная доза облучения жителей г. Челябинска-65 // В сб. Хроническое радиационное воздействие: риск отдаленных эффектов / I Международный симпозиум, 9–13 января 1995 г., Челябинск. – С. 11–12.
3. Мокров Ю.Г. Оценка эквивалентных доз облучения жителей р. Теча за период 1949–1954 гг. // Вопросы рад. безопасности. – 2006. – Спецвыпуск 1. – С. 80–94.
4. Медико-биологические и экологические последствия радиоактивного загрязнения р. Теча / Под ред. А.В. Аклеева, М.Ф. Киселева. – М.: Медбиоэкстрем, 2000.