

ДОЗОВЫЕ ЗАТРАТЫ ПЕРСОНАЛА ННЦ ХФТИ ПРИ РАБОТАХ С УРАНОМ

Ю.П. Курило, А.В. Мазиллов, Б.Н. Разсукованный
Национальный научный центр «Харьковский физико-технический институт»,
г. Харьков, Украина; E-mail: mazilov@kipt.kharkov.ua

Сделан анализ среднегодовых и максимальных среднегодовых концентраций урана в воздухе рабочих помещений ННЦ ХФТИ, рассчитана верхняя граница возможного внешнего облучения лиц категории А, занятых на работах с ураном в период с 1961 по 2003 г. На основе полученных данных определены численные значения эффективных доз внешнего и внутреннего облучения персонала. Показано, что несмотря на имевшие место в различные годы нарушения принципа непревышения, среднее значение суммарного (внешнего + внутреннего) облучения за данный период времени не превышало установленный Нормами радиационной безопасности Украины лимит эффективной дозы, равный $20 \text{ мЗв} \cdot \text{год}^{-1}$.

1. ВВЕДЕНИЕ

Научно-исследовательская и научно-практическая деятельность с применением урана в ННЦ ХФТИ с начала 60-х годов прошлого столетия по настоящее время относится, согласно Нормам радиационной безопасности Украины (НРБУ-97) [1], к практической деятельности, связанной с проведением работ с открытыми источниками ионизирующего излучения.

Под термином «практическая деятельность» понимается принятое в НРБУ-97 определение как деятельность человека, связанная с использованием источников ионизирующего излучения и направленная на достижение материальной или другой пользы, которая приводит или может привести к контролируемому и предвиденному заранее некоторому увеличению дозы облучения.

Источниками излучения являются уран естественный, уран обогащенный с различной степенью обогащения по изотопу ^{235}U , вплоть до 90%, а также уран обедненный. Работы проводятся в специальных помещениях, оборудованных в соответствии с требованиями, предъявляемыми к помещениям II класса работ и изложенными в Основных санитарных правилах работы с радиоактивными веществами и другими источниками ионизирующих излучений, различные редакции которых действовали в соответствующие периоды времени. Число помещений, в которых в различные годы проводились работы с ураном, составляет 54. В 1961 г., например, таких помещений было 4, с 1966 по 1969 г. – 1, в 1991 г. – 37, в 2003 г. – 15. Контроль над содержанием урана в воздухе рабочих помещений организован в 1961 г. Предельнодопустимая концентрация урана не была постоянной и составляла:

- с 1961 по 1963 г. – $1.0 \cdot 10^{-14}$ Ки/л;
- с 1964 по 1970 г. – $7.0 \cdot 10^{-14}$ Ки/л;
- с 1971 по 1977 г. – $1.3 \cdot 10^{-13}$ Ки/л;
- с 1978 по 1997 г. – $5.9 \cdot 10^{-14}$ Ки/л;
- с 1998 г. по настоящее время – $5.4 \cdot 10^{-15}$ Ки/л ($0.2 \text{ Бк}/\text{м}^3$).

Одним из основных принципов построения системы радиационной безопасности и противорадиа-

ционной защиты, изложенных в НРБУ-97 и Публикациях 37 и 60 Международного комитета по радиационной защите, является принцип непревышения, согласно которому уровни облучения от всех, попадающих под регулирование видов практической деятельности, не должны превышать установленные дозовые пределы. Этот принцип в той или иной формулировке действовал начиная с 1960 г. [2].

В общем виде (при контроле величины среднегодовой объемной концентрации радионуклидов в воздухе и питьевой воде (продуктах питания) и дозы внешнего облучения) [1] условие непревышения предела годовой дозы соблюдается при одновременном выполнении следующих неравенств в системе (1):

$$\left\{ \begin{array}{l} \text{a) } \frac{E_{\text{ext}}}{DL_E} + \sum_i \frac{C_i^{\text{inhal}}}{PC_i^{\text{inhal}}} \sum_i \frac{C_i^{\text{ingest}}}{PC_i^{\text{ingest}}} \leq 1 \\ \text{b) } \frac{H_{\text{lens}}}{DL_{\text{lens}}} \leq 1 \\ \text{c) } \frac{H_{\text{skin}}}{DL_{\text{skin}}} \leq 1 \\ \text{d) } \frac{H_{\text{extrim}}}{DL_{\text{extrim}}} \leq 1 \end{array} \right. , \quad (1)$$

где E_{ext} – эффективная доза внешнего облучения; DL_E – предел эффективной дозы для рассматриваемой категории; C_i^{inhal} – среднегодовая объемная концентрация i -го радионуклида в воздухе; PC_i^{inhal} – допустимая концентрация i -го радионуклида в воздухе для рассматриваемой категории; C_i^{ingest} – среднегодовая объемная концентрация i -го радионуклида в воде; PC_i^{ingest} – допустимая концентрация i -го радионуклида в воде; H_{lens} – годовая эквивалентная доза внешнего облучения в хрусталике глаза; DL_{lens} – предел эквивалентной дозы внешнего облучения хрусталика глаза; H_{skin} – годовая эквивалентная доза внешнего облучения кожи; DL_{skin} – предел эквивалентной дозы внешнего облучения кожи; H_{extrim} – годовая эквивалентная доза внешнего облучения кистей и стоп; DL_{extrim} – предел эквивалентной дозы внешнего облучения кистей и стоп.

Неравенство (а) этой системы обеспечивает непревышение предела годовой эффективной дозы,

неравенства (b), (c) и (d) – пределов эквивалентной дозы внешнего облучения хрусталика глаза, кожи и стоп. Учитывая, что последний член суммы в неравенстве (a) (пероральный путь поступления радионуклидов) для лиц категорий А и Б не рассматривается, а контроль эквивалентной дозы внешнего облучения хрусталика глаза, кожи и стоп при работах с ураном не проводился ввиду необязательности, система (1) может быть записана в виде неравенства:

$$\frac{E_{ext}}{DL_E} + \frac{C^{inhal}}{PC^{inhal}} \leq 1, \quad (2)$$

где C^{inhal} и PC^{inhal} – соответственно среднегодовая и допустимая концентрации урана в воздухе рабочих помещений.

Это неравенство является аналитической формой условия непревышения предела годовой эффективной дозы для персонала категории А, осуществляющего практическую деятельность, связанную с проведением работ с ураном в открытом виде.

2. ВНЕШНЕЕ ОБЛУЧЕНИЕ

Первое слагаемое в неравенстве (2) характеризует внешнее облучение персонала. Годовая эффективная доза внешнего облучения E_{ext} может быть получена как прямым измерением, например с помощью средств индивидуального дозиметрического контроля, так и расчетным путем. Согласно нормативным документам, индивидуальный дозиметрический контроль обязателен для лиц, облучение которых может превысить установленный уровень: 15 мЗв до 1997 года, 10 мЗв с 1998 года. Как будет показано далее, реальная доза значительно ниже, по этой причине индивидуальный контроль персонала, работающего с ураном, на протяжении всего времени отсутствовал.

Попытаемся сделать оценку верхней границы эффективной годовой дозы внешнего облучения, подавляющий вклад в которую обусловлен гамма-излучением изотопов ^{238}U и ^{235}U , находящихся в равновесии с дочерними продуктами распада: ^{234}Th , $^{234\text{m}}\text{Pa}$, ^{234}U от материнского изотопа ^{238}U и ^{231}Th от материнского изотопа ^{235}U .

По правилам ядерной безопасности на рабочем месте могло быть использовано не более 300 г обогащенного урана (вариант А), либо не более 5 кг естественного урана (вариант Б). Допустим, во-первых, что уран всегда выдавался в максимальном количестве, во-вторых, степень обогащения составляла 90%. Исходя из этого установим степень радиационной опасности с точки зрения внешнего облучения в каждом из вариантов. Как известно, мощность экспозиционной дозы, создаваемая точечным источником, пропорциональна произведению его активности и гамма-постоянной. Активность входящих в уран изотопов ^{238}U и ^{235}U можно получить из соотношения:

$$Q = \frac{3,57 \cdot 10^5 M}{A \cdot T_{1/2}}, \quad (3)$$

где Q – активность изотопа, Ku ; M – масса изотопа, $г$; A – атомный номер изотопа; $T_{1/2}$ – период полураспада, $лет$. Отсюда удельная активность ^{235}U ($T_{1/2} = 7,04 \cdot 10^8 лет$) равна $q(^{235}\text{U}) = 2,16 \cdot 10^{-6} Ku/г$, а удельная активность ^{238}U ($T_{1/2} = 4,47 \cdot 10^9 лет$) равна $q(^{238}\text{U}) = 3,36 \cdot 10^{-7} Ku/г$.

Рассматривая обогащенный уран как смесь изотопов ^{238}U (10%) и ^{235}U (90%), а естественный уран как смесь изотопов ^{238}U (99,28%) и ^{235}U (0,715%), имеем полную активность материнских изотопов ^{238}U и ^{235}U для каждого варианта:

– для варианта А (300 г урана обогащенного)
 $Q_A(^{238}\text{U}) = 0,01 мКи$, $Q_A(^{235}\text{U}) = 0,58 мКи$;

– для варианта Б (5 кг урана естественного)
 $Q_B(^{238}\text{U}) = 1,67 мКи$, $Q_B(^{235}\text{U}) = 0,077 мКи$.

Активность каждого из дочерних изотопов вследствие равновесия равна активности их материнских изотопов.

В общем случае цепочки распада при наличии материнского изотопа и дочерних продуктов распада гамма-постоянная этой системы K_γ равна:

$$K_\gamma = K_{\gamma 0} + \sum K_{\gamma i} \cdot \eta_i, \quad (4)$$

где $K_{\gamma 0}$ – гамма-постоянная материнского изотопа;

$K_{\gamma i}$ – гамма-постоянная i -го дочернего изотопа; η_i

– отношение активностей дочернего изотопа к материнскому. Используем справочные значения гамма-постоянных K_γ , $(D \cdot \tilde{n}^2) / (\pm i \tilde{E} \tilde{e})$:

$$K_\gamma(^{235}\text{U})=0,710, K_\gamma(^{231}\text{Th})=0,0714 [2];$$

$$K_\gamma(^{238}\text{U})=0,072 [3], K_\gamma(^{234}\text{Th})=0,0579;$$

$$K_\gamma(^{234\text{m}}\text{Pa})=0,0590; K_\gamma(^{234}\text{U})=0,00373 [4].$$

Поскольку в состоянии равновесия активности материнского и дочернего изотопов равны ($\eta \equiv 1$), то гамма-постоянная цепочки распада равна сумме гамма-постоянных входящих в неё изотопов. Таким образом, для цепочки распада ^{235}U гамма-постоянная $K_\gamma(^{235}\text{U})=0,781 (D \cdot \tilde{n}^2) / (\pm i \tilde{E} \tilde{e})$, для цепочки распада ^{238}U – $K_\gamma(^{238}\text{U})=0,193 (D \cdot \tilde{n}^2) / (\pm i \tilde{E} \tilde{e})$.

Существующие правила эксплуатации установок, предназначенных для работ с ураном, условия проведения подготовительно-заключительных работ, размеры установок и рабочей зоны позволяют для оценки максимально-возможной годовой эффективной дозы внешнего облучения персонала принять следующую, наиболее реальную модель. Точечный источник гамма-излучения, состоящий из двух изотопов активностью $Q(^{238}\text{U})$ и $Q(^{235}\text{U})$, с соответствующими гамма-постоянными $K_\gamma(^{238}\text{U})$ и $K_\gamma(^{235}\text{U})$ находится на расстоянии $R = 100$ см от персонала категории А в течение референтного времени $t = 1700$ ч [1]. В этом случае годовая эффективная доза E_{ext} (бэр) внешнего облучения определяется по формуле:

$$E_{ext} = 0,646 \frac{Q(^{238}U) \cdot K_1(^{238}U) + Q(^{235}U) \cdot K_1(^{235}U)}{R^2} t. \quad (5)$$

Коэффициент 0,646 в этой формуле служит для перевода экспозиционной дозы, выраженной в *рентгенах*, в эффективную дозу, выраженную в *бэрах* [1]. Подставляя в (5) соответствующие значения, получаем эффективные дозы для вариантов А и Б:

$$- E_{ext}(A) = E_{ext}(^{238}U) + E_{ext}(^{235}U) = 0,050 \text{ бэр};$$

$$- E_{ext}(B) = E_{ext}(^{238}U) + E_{ext}(^{235}U) = 0,042 \text{ бэр}.$$

Таким образом, эффективные годовые дозы в обоих вариантах примерно одинаковы. Исходя из полученных данных можно утверждать, что вклад первого слагаемого в неравенство (2) относительно мал:

$$\frac{E_{ext}}{DL_E} \leq 0,01 \text{ до } 1997 \text{ г. и } \frac{E_{ext}}{DL_E} \leq 0,025 \text{ с } 1998 \text{ г.}$$

Небезынтересно сделать следующее сравнение. Годовая эффективная доза 0,05 бэр соответствует среднегодовой мощности экспозиционной дозы, равной примерно 45 мкР/ч, что удовлетворительно согласуется с результатами прямых дозиметрических измерений.

3. ВНУТРЕННЕЕ ОБЛУЧЕНИЕ

Второе слагаемое в неравенстве (2) характеризует уровень внутреннего облучения персонала при ингаляционном пути поступления радионуклидов. Результаты контроля среднегодовой концентрации радионуклидов в воздухе рабочего помещения позволяют определить годовую эффективную дозу внутреннего облучения, причём не отдельного лица, а группы лиц, занятых на работах с открытыми источниками излучения в данном помещении независимо от рода выполняемой работы.

Контроль содержания урана в воздухе рабочих помещений ННЦ ХФТИ существует с 1961 года по настоящее время. Авторами выполнен полный анализ соблюдения принципа неперевышения за период в сорок с лишним лет [5]. В настоящей работе приводятся лишь основные результаты данного анализа, в достаточной мере отражающие основные тенденции дозовых затрат касательно внутреннего облучения персонала.

На рис. 1 приведены среднегодовые концентрации урана (в единицах *Ки/л*) в воздухе рабочих помещений в целом по ННЦ ХФТИ (средневзвешенные по всем помещениям) за период контроля с 1961 г. по 2003 г.

На рис. 2,а показаны обнаруженные максимальные среднегодовые концентрации (в единицах *Ки/л*) в воздухе рабочих помещений, предназначенных для работ с ураном за тот же период времени; на рис. 2,б – то же в единицах, действующих в соответствующие годы допустимых уровней *РС*.

Наличие выраженных пиков свидетельствует о том, что наблюдались случаи, когда разовые, среднесменные и, как следствие, среднегодовые концен-

трации были выше установленных допустимых уровней, а значит, допускалось нарушение принципа неперевышения. Это происходило в 1962, 1963, 1984, 1985 и 1998 годах.

Допущенные превышения концентрации урана в воздухе отдельных помещений над допустимым значением, а следовательно, и предела годовой эффективной дозы, полученной персоналом, согласно действовавшим в то время Нормам радиационной безопасности (равно как и действующим в настоящее время НРБУ-97) должны были быть скомпенсированы снижением уровня облучаемости в последующие годы. (В соответствии с НРБУ-97 превышение предела годовой эффективной дозы должно быть скомпенсировано в течение любых последовательных 5 лет при условии, что превышение было не более чем в 2,5 раза.)

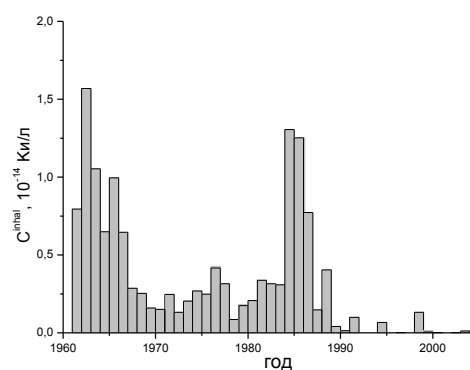


Рис. 1. Среднегодовая концентрация урана в воздухе рабочих помещений в целом по ННЦ ХФТИ

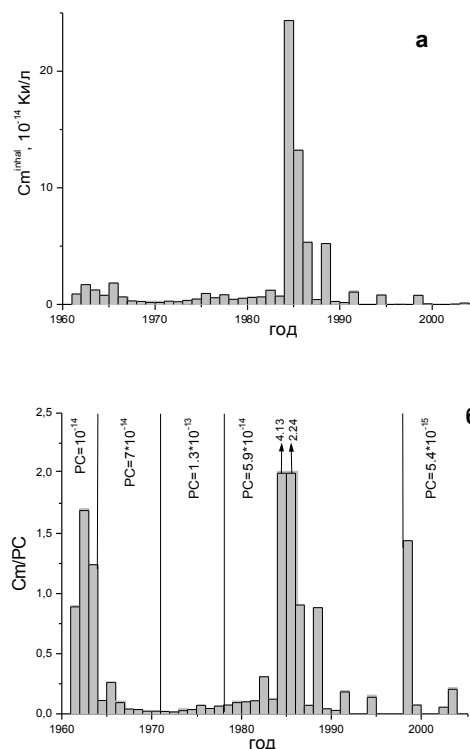


Рис. 2. Максимальные среднегодовые концентрации урана в воздухе рабочих помещений ННЦ ХФТИ(а); то же в единицах допустимых уровней (б)

Ниже в таблице перечислены эти помещения, год, когда имелось нарушение условия непревышения (подчеркнут) с последующими годами компенсации дозы, количество работающего в помещении

Облучаемость персонала (в единицах $\frac{E_{ext}}{DL_E} + \frac{C^{inhal}}{PC^{inhal}}$) при нарушениях принципа непревышения

Наименование помещения	Годы компенсации	n, %	$\frac{E_{ext}}{DL_E} + \frac{C^{inhal}}{PC^{inhal}}$	$\frac{E_{ext}}{DL_E} + \frac{C^{inhal}}{PC^{inhal}}$ (скомпенсированное)
Зал IV-I	<u>1962</u> -1964	≈ 80	1,70; 1,08; 0,10	0,96
Порошковая	<u>1962</u> -1963	≈ 5	1,51; 0,45	0,99
Спецмастерская	<u>1962</u> -1964	≈ 5	1,16; 0,9; 0,02	0,70
Помещение №30	<u>1962</u> -1964	≈ 5	1,61; 1,25; 0,09	0,98
Помещение №004	<u>1984</u> -1988	≈ 5	4,14; 0,06; 0,08; 0,03; 0,04	0,87
Помещение №120	<u>1985</u> -1987	≈ 5	2,25; 0,07; 0,03	0,78
Помещение №114	<u>1998</u> -1999	≈ 5	1,44; 0,02	0,73

Наибольший период компенсации повышенного облучения персонала потребовался в случае нарушения принципа непревышения в помещении №004, в котором в 1984 году произошло самопроизвольное воспламенение порошкообразного металлического урана, вызвавшее в течение двух смен превышение допустимой концентрации урана в воздухе рабочей зоны с максимальным значением $1,1 \cdot 10^{-12} \text{ Ки/л}$ (18,7 PC). В результате среднегодовая концентрация урана в воздухе этого помещения в 1984 г. составила 4,13 PC. Во всех остальных случаях компенсация годовой дозы произошла значительно быстрее.

Следует, однако, принимать во внимание масштабы имевшегося повышенного облучения: если в 60-е годы повышенному облучению был подвергнут почти весь персонал, то в последующие годы это были единицы процентов допущенного к работам персонала. Основной причиной такого положения являлось сосредоточение большинства экспериментальных установок и вспомогательного оборудования, а следовательно, и персонала в одном производственном помещении (так называемом зале IV-I). К концу 70-х годов число помещений для работ с ураном возросло. На рис. 1 видно, что динамика концентрации урана в воздухе рабочей зоны, следовательно, и облучаемости персонала делится на три периода: 60-е годы – конец 70-х; конец 70-х – 1990 г. и с начала 90-х по настоящее время. Первые два периода в определенной степени связаны с расщеплением работ с ураном, последний период – с резким сокращением работ.

Для иллюстрации процесса облучаемости персонала в первые два периода времени мы выбрали для каждого из них по одному помещению, имевшему максимальную удельную среднегодовую концентра-

персонала по отношению к общему числу персонала ННЦ ХФТИ, допущенного к работам с ураном (n, %), значение величины $\frac{E_{ext}}{DL_E} + \frac{C^{inhal}}{PC^{inhal}}$ как в году, когда было превышение, так и в последующие несколько лет компенсации, а также среднее значение скомпенсированной величины $\frac{E_{ext}}{DL_E} + \frac{C^{inhal}}{PC^{inhal}}$.

цию урана в воздухе рабочей зоны из всех помещений, состоящих на радиационно-дозиметрическом контроле в данный период времени, определяемую как максимальное значение из величин $\sum_{i=1}^n C_i/n$, вычисленных для каждого помещения. Здесь n – число лет радиационно-дозиметрического контроля. Смысл заключается в том, что персонал этих помещений за весь период времени получил максимальную эффективную дозу внутреннего облучения. Для первого периода времени этим помещением был зал IV-I, в воздухе рабочей зоны которого удельная среднегодовая концентрация урана составляла $4,1 \cdot 10^{-14} \text{ Ки/(л \cdot год)}$, для второго периода – помещение №114 с удельной среднегодовой концентрацией $0,43 \cdot 10^{-14} \text{ Ки/(л \cdot год)}$.

На рис. 3 приведена динамика изменения величины C/PC для зала IV-I и помещения №114.

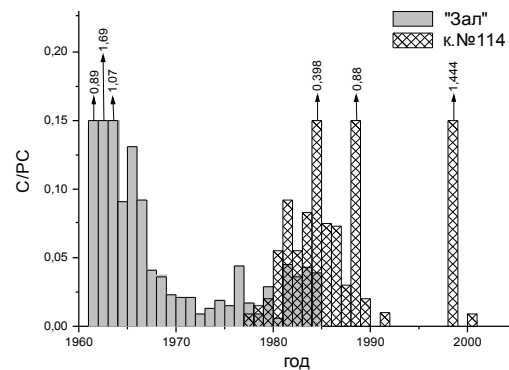


Рис. 3. Среднегодовые концентрации урана в воздухе рабочей зоны зала IV-I (1961-1984 гг.) и помещения №114 (1977-2003 гг.)

Представляется важным отметить, что знание величины C/PC позволяет однозначно определить годовую эффективную дозу внутреннего облучения персонала. Действительно, по определению [1] численное значение допустимой концентрации радионуклида в воздухе рабочего помещения таково, что при этой величине (и при условии только ингаляционного пути облучения в течение года) годовая эффективная доза внутреннего облучения не превысит предела годовой эффективной дозы. Другими словами, значение среднегодовой концентрации урана в воздухе рабочего помещения C , равное допустимой концентрации PC , соответствует годовой эффективной дозе внутреннего облучения, равной DL .

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Обобщая изложенное, можно утверждать, что эффективная доза облучения персонала D' за n лет работы с ураном в помещении со среднегодовой концентрацией урана в воздухе рабочей зоны C_i будет равна: $D' = n \cdot E_{ext} + DL \sum_{i=1}^n C_i / PC$,

где $E_{ext} = 0,05$ бэр (см. разд. 2), $DL = 5$ бэр (до 1997 года), 2 бэр (с 1997 года). Значения DL (см. разд. «Введение») также известны.

За годы работ с ураном в помещении зала IV-I (24 года) персонал мог получить эффективную дозу за счет внешнего и внутреннего облучения, прибли-

зительно равную D (зал IV-I) = $24 \cdot 0,05 + 5 \cdot 4,430 = 1,2 + 22,15 = 23,35$ бэр, т.е. в среднем $0,97$ бэр/год ($9,7$ мЗв/год). Аналогично для помещения №114 (27 лет): D (пом. №114) = $27 \cdot 0,05 + (5 \cdot 1,8 + 2 \cdot 1,453) = 13,35$ бэр, т.е. в среднем $0,49$ бэр/год ($4,9$ мЗв/год).

Максимальную эффективную дозу облучения персонал мог бы получить при условии работы с 1961 г. по 2003 г. в помещениях с максимальными среднегодовыми концентрациями (см. рис. 2):

D (max) = $43 \cdot 0,05 + (5 \cdot 14,109 + 2 \cdot 1,772) = 76,24$ бэр, т.е. в среднем $1,77$ бэр/год ($17,7$ мЗв/год) при лимите эффективной дозы 20 мЗв/год.

ЛИТЕРАТУРА

1. *Нормы радиационной безопасности Украины (НРБУ-97). Государственные гигиенические нормативы.* Киев, 1998.
2. *Санитарные правила работы с радиоактивными веществами и источниками ионизирующих излучений.* М.: «Госатомиздат», 1960.
3. Н.Г. Гусев, В.П. Машкович, Б.В. Вербицкая. *Радиоактивные изотопы как гамма-источники.* М.: «Атомиздат», 1964.
4. Н.Г. Гусев, П.П. Дмитриев. *Квантовое излучение радиоактивных нуклидов: Справочник.* М.: «Атомиздат», 1977.
5. А.В. Мазиллов, Б.Н. Разсукованный, Г.Д. Коваленко, А.А. Красников, А.Ю. Кирочкина, Г.М. Солякова. *Содержание урана и бериллия в воздухе рабочих помещений ННЦ ХФТИ в период с 1961 по 2003 год. Уровни облучения персонала: Препринт ХФТИ 2005-1.* Харьков: ННЦ ХФТИ, 2005, 23 с.

ДОЗОВІ ВИТРАТИ ПЕРСОНАЛУ ННЦ ХФТІ ПРИ РОБОТАХ З УРАНОМ

Ю.П. Куріло, О.В. Мазілов, Б.М. Разсукований

Зроблений аналіз середньорічних та максимальних середньорічних концентрацій урану в повітрі робочих приміщень ННЦ ХФТІ, розрахована верхня границя (межа) можливого зовнішнього опромінення осіб категорії А, зайнятих на роботах з ураном в період з 1961 по 2003 рік. На основі отриманих даних визначені чисельні значення ефективних доз зовнішнього і внутрішнього опромінення персоналу. Показано, що незважаючи на те, що у різні роки мало місце порушення принципу неперевикнення, середні значення сумарного (зовнішнього й внутрішнього) опромінення за даний період часу не перевищувало встановлений Нормами радіаційної безпеки України ліміт ефективної дози, рівний 20 мЗв/рік¹.

DOSE CONSUMPTIONS OF NSC KIPT PERSONNEL DURING THE WORKS THAT INCLUDE URANIUM

Yu.P. Kurilo, A.V. Mazilov, B.N. Razukovannyj

The analysis of mean annual and maximal annual uranium concentrations in the air of NSC KIPT working premises is carried out in this paper; the high limit of possible external radiation of category A personnel engaged on works with uranium since 1961 to 2003 has been calculated. The numerical values of effective doses of internal and external radiation of personnel are determined on the basis of data acquired. It is shown that despite of breaking the principal of nonexcess that has taken place to be in the some years the mean value of total (external+internal) radiation during the given period of time did not exceed the effective dose limit established in Norms of radiating safety of Ukraine and that is equal to 20 mSv per year.