



**В.И. Богорад, Т.В. Литвинская, Д.А. Никонов,  
А.Ю. Слепченко**  
*ГНТЦ ЯРБ, Украина*

Одной из самых актуальных на сегодняшний день проблем при осуществлении проектов SIP по преобразованию объекта «Укрытие» является обеспечение радиационной безопасности персонала.

Первый вопрос, на котором хотелось бы остановиться, связан с установлением допустимых и контрольных уровней. Естественно, что ключевым моментом в деятельности по обеспечению радиационной безопасности является организация радиационной защиты персонала адекватной радиационной обстановке в местах проведения работ и на маршрутах. На сегодняшний день понятие адекватности связано с нормами и правилами, которые должны соблюдаться при выполнении работ. К нормам в первую очередь относятся основные дозовые пределы, устанавливаемые НРБУ-97. Можно считать, что меры по радиационной защите в первом приближении адекватны условиям проведения работ, если соблюдены основные дозовые пределы. Уже на этом уровне возникают ряд концептуальных вопросов, связанных с тем, что основные дозовые пределы нормированы на календарный год, а при реализации проектов SIP длительность работ определенного вида в конкретных условиях значительно меньше. Отсюда возникает вопрос, как устанавливать допустимые и контрольные уровни. Практически возможны два альтернативных подхода к их установлению.

Первый из них основан на допустимости выбора годовой квоты за короткий промежуток времени с последующим выводом персонала из участия в работах, связанных с облучением, а второй – на определении производных дозовых пределов, гарантирующих непревышение основных пределов при условии занятости персонала на работах в полях ионизирующего излучения в течение всего года. Естественно, что за счет дозы, связанной с нахождением в зоне работ и передвижениями по маршрутам, коллективная доза при первом подходе будет меньше, однако при этом необходимо иметь в виду, что «запас» квалифицированного персонала ограничен и может сложиться ситуация, при которой в дальнейшем работы придется проводить специалистам с низкой квалификацией, которые к тому же впервые находятся на объекте «Укрытие». Таким образом, установление допустимых и контрольных уровней должно производиться с учетом имеющегося в наличии персонала определен-

ной квалификации. Например, если в распоряжении имеется  $N$  сварщиков и  $T$  – время (ч), необходимое для выполнения годового объема сварочных работ, то в первом приближении допустимый уровень мощности эффективной дозы может быть определен из соотношения:

$$KL_E = \frac{DL_E \times N}{T}.$$

Таким образом, контрольный уровень зависит от продолжительности выполняемых работ и численности персонала данной квалификации. Другими словами, для работ, не требующих высокой квалификации персонала, контрольные уровни могут быть выше, чем для работ, требующих высокой квалификации персонала, численность которого ограничена. Кроме того, при таком подходе к установлению контрольных уровней необходима строгая система учета и контроля дозовых нагрузок. Основные подходы к установлению контрольных уровней, включая возможные нюансы, связанные с условием проведения отдельных работ, должны быть четко прописаны в программе радиационной защиты. На сегодняшний день, часть проблем, возникающих при организации радиационной защиты, связана именно с отсутствием гибкости подхода по их установлению. А именно, мы наблюдаем попытку установления единого контрольного уровня для всех видов работ и категорий персонала. Это иногда приводит, с одной стороны, к необоснованному завышению коллективной дозы, а с другой – к трудностям, связанным с возможностями практической реализации адекватных мер по радиационной защите.

Второй обсуждаемый вопрос связан непосредственно с разработкой самих мер по радиационной защите. Естественно, что для организации радиационной защиты при выполнении конкретной работы в первую очередь необходимо проанализировать интенсивность воздействия ионизирующего излучения на персонал на всех этапах выполнения работ и понять от «чего» и затем уже «как» его необходимо защищать. Пусть  $D_{внеш}$ ,  $D_{внут}$  – дозы по внешнему и внутреннему путям облучения,  $KU_E$  – контрольный уровень эффективной дозы. Рассмотрим неравенство:

$$\frac{D_{внеш}}{KU_E} + \frac{D_{внут}}{KU_E} \leq 1. \quad (1)$$

Рис. 1 схематично отражает ситуации, которые теоретически могут сложиться в зависимости от радиационной обстановки в местах выполнения работ. В зависимости от места нахождения точки по отношению к треугольнику, внутренность которого соответствует выполнению неравенства (1), возможны следующие ситуации:

1. Точка находится в области А – в этом случае контрольный уровень соблюдается, и возможно провести только оптимизацию эффективной дозы.

2. Точка находится в области Б – в этом случае для неперевышения контрольного уровня может быть достаточно применение мер защиты по любому из путей облучения.
3. Точка находится в области В или Г – в этом случае для неперевышения контрольного уровня обязательно проведение защитных мероприятий по одному из путей облучения.
4. Точка находится в области Д – в этом случае для неперевышения контрольного уровня обязательно проведение защитных мероприятий по каждому из путей облучения.

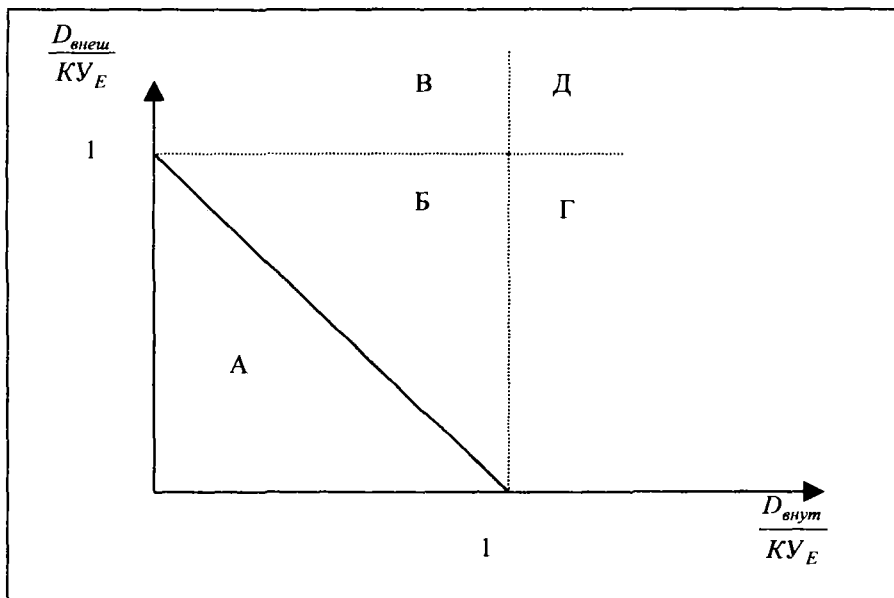


Рис. 1

Следующий вопрос состоит в том, как провести оценку дозовых показателей по различным путям облучения. Этот, казалось бы, методически простой вопрос вызывает ряд затруднений и ошибочных расчетов, связанных с неправильной интерпретацией НРБУ-97. Дело в том, что дозовые коэффициенты, приведенные в приложениях к НРБУ-97 предлагается использовать при определенных ограничениях, называемых референтными условиями облучения.

В Приложении 10 НРБУ-97 для пересчета мощности экспозиционной дозы в мощность эффективной дозы внешнего облучения предложен коэффициент 0,646, при этом отмечено, что этот коэффициент рассчитан для природного  $\gamma$ -излучения, то есть для спектра определяемого калием-40, радионуклида-

ми урано-ториевого ряда и космическим излучением. Естественно, что перенос этого коэффициента на условия, в которых проводятся работы по преобразованию объекта «Укрытия», не корректен, как минимум из-за различий в спектральных характеристиках фотонов, определяющих природный фон и фон в помещениях объекта. Таким образом, сам коэффициент должен быть рассчитан на основании данных по спектральному составу жесткой компоненты или консервативно оценен. Необходимо особо отметить вопросы экранирования рабочих мест.

Дозовые коэффициенты для оценки внутреннего облучения, приведенные в П.2.1 НРБУ-97, могут быть применимы для оценочных расчетов доз облучения за счет ингаляции с рядом оговорок и замечаний, в частности в предположении диффузного загрязнения органов дыхания. Как показали экспериментальные исследования, крупнодисперсная фракция топливных частиц достаточно велика для того, чтобы ею пренебрегать. Простые оценки показывают, что топливный фрагмент с АМАД порядка одного микрона по суммарной  $\alpha$ -активности уже превышает допустимую концентрацию в воздухе рабочих помещений для персонала. Следовательно, предположение п. П.2.4.4 НРБУ-97 о диффузном загрязнении органов дыхания не выполняется. Это означает, что складывается ситуация, предусмотренная п. 2.4.5 НРБУ-97: «предел дозы может быть сформирован ингаляцией малого числа высокоактивных частиц, осевших случайным образом в респираторном дереве». Это в свою очередь означает, что использование стандартных схем расчетов, приведенных в НРБУ-97, не применимо в полном объеме и в соответствии с п. П.2.4.7 значения допустимых уровней для объекта «Укрытие» должны разрабатываться в индивидуальном порядке и утверждаться Минздравом Украины. По всей видимости, необходимо прибегать к микродозиметрическим моделям оценки доз облучения органов дыхания и связанных с ними рисков.

Радиационная защита при практической деятельности должна строиться на основе принципа оптимизации. Под оптимизацией в данном случае подразумевается, что работы в полях ионизирующих излучений должны быть спланированы и проведены так, чтобы при их выполнении уровни индивидуальных доз и/или количество облученных лиц были настолько низкими, насколько это возможно, с учетом экономических и социальных факторов. На наш взгляд, одной из проблем оптимизации является следующее. Для разработки и внедрения мер по радиационной защите необходимы достоверные данные о радиационной обстановке в местах проведения работ. В то же время получение таких данных само по себе связано с облучением персонала, принимающего участие в отборе проб или непосредственных измерениях на объекте. Подходы к определению требований к необходимой точности представления исходных данных концептуально не определены. В качестве примера можно привести следующий подход к определению оптимального объема контроля. Если проводится планирование работ по выполнению некоторой технологической операции, то понятно, что чем больше времени тратится на

измерения, тем точнее они будут, но тем большую дозу получит персонал, проводящий эти измерения. Неточность проведенных измерений напрямую связана с неопределенностью в величине ожидаемой коллективной дозы, что может привести или к затратам дополнительных ресурсов (человеческих, материальных, временных) на проведение работ, или к повышенным индивидуальным дозам при осуществлении операции.

Таким образом, необходимо найти такое время проведения дозиметрического контроля (время измерений), которое «уравновешивало» бы, с одной стороны, дозу, полученную персоналом проводящим измерения, и с другой – погрешность измерений.

**Решение задачи.** Предположим для простоты, что дозиметрист проводит единичное измерение, и погрешность измерений определяется только статистической природой процесса распада. Тогда консервативно принимаем, что мощность дозы на рабочем месте  $D_n$ , измеренная дозиметристом, равна:

$$D_n = \bar{D} + k \sqrt{\frac{\bar{D}}{tC}}, \quad (2)$$

где

$\bar{D}$  – средняя измеренная мощность дозы, Р/ч;

$k$  – коэффициент, определяющий размер доверительного интервала;

$t$  – время измерения, с;

$C$  – чувствительность детектора, (имп./с)/(Р/ч).

Доза, полученная дозиметристом при проведении измерений, составляет

$$D_d = \bar{D} t + D_m, \quad (3)$$

где  $D_m$  – доза, полученная дозиметристом при прохождении маршрута до места измерений и обратно.

*Примечание.* Понятно, что доза  $D_m$  будет зависеть от длины маршрута и времени его прохождения, при этом необходимо учитывать, что, чем быстрее скорость прохождения маршрута, тем меньше время, а следовательно, и доза внешнего облучения, но больше интенсивность дыхания и, следовательно, доза внутреннего облучения. Но это – самостоятельная задача оптимизации.

Пусть согласно технологическому регламенту на выполнение технологической операции отводится  $T$  единиц рабочего времени. Тогда, если  $N$  – количество рабочих, выполняющих эту операцию, то каждый рабочий получит дозу:

$$D_p = D_m + D_n T / N, \quad (4)$$

где  $D_m$  – доза, полученная одним рабочим при прохождении маршрута до места работ и обратно.

*Примечание.* Если учесть ограничения, налагаемые на величину индивидуальной годовой дозы (будь-то дозовый предел из НРБУ-97 или некоторый контрольный уровень  $D_L$ ), то можно найти минимальное  $N$  из условия

$$D_p = D_m + D_n T / N < D_L.$$

Коллективная доза при проведении технологической операции с учетом дозы, полученной дозиметристом, составит:

$$D_k = N D_p + D_d, \quad (5)$$

откуда с учетом (2) – (4) получаем:

$$D_k = (N + 1) D_m + \bar{D} (t + T) + kT \sqrt{\frac{\bar{D}}{tC}}. \quad (6)$$

где

$(N + 1) D_m$  – первое слагаемое определяет коллективную дозу, полученную рабочими и дозиметристом при прохождении маршрута до рабочего места и обратно;

$\bar{D} (t + T)$  – второе слагаемое – коллективная доза, полученная рабочими и дозиметристом при выполнении работ в рабочем помещении;

$kT \sqrt{\frac{\bar{D}}{tC}}$  – третье слагаемое – это та дополнительная коллективная доза (неопределенность в коллективной дозе), которую могут получить рабочие из-за неточности в измерениях радиационной обстановки.

Полученная зависимость (6) имеет минимум при

$$t_{\min} = \sqrt[3]{\frac{(kT)^2}{4\bar{D}C}}. \quad (7)$$

Это то оптимальное время измерений, при котором коллективная доза будет минимальной. При этом предполагается, что время нахождения дозиметриста в обследуемом помещении и время измерения совпадают.

Подобная задача оптимизации возникает и при экранировании рабочих мест. Концептуально она мало чем отличается от задачи оптимизации радиационного контроля.

Поднятые проблемы показывают сложность и важность разработки ПРЗ.

## **PROBLEMS OF RADIATION PROTECT IMPLEMENTATION ON THE SHELTER**

**V. Bogorad, T. Litvinskaya, D. Nikonov,  
A. Slepchenko**  
*SSTC NRS, Ukraine*

One of the most urgent problems for today, during the SIP plans implementation of the Shelter transformation, is personnel radiation safety.

The first issue to be considered is connected with the establishment of the permissible and reference levels. The main element of radiation safety assurance is the arrangement of the personnel radiation protection that is adequate to radiation conditions at the working place and along the route. Nowadays, the notion of the adequacy is connected with the rules and standards to be kept during operations. The standards primarily are the main dose limits established in NRB-97. We will assume that the radiation protection actions at the first approach are adequate to the operation conditions if the main dose limits are not exceeded. A number of conceptual problems have already been detected at this stage, which are connected with the fact that the main dose limits are regulated for a calendar year while the duration of specific activities performed in specific conditions within SIP is significantly less. According to this, a question arises how to establish the permissible and reference levels. In practice, there are two alternative approaches to their establishment.

The first of them assumes that a worker can be exposed to permitted annual dose during a short period of time with subsequent withdrawal of the person from radiation-hazardous activities. The second approach is based on the determination of derived dose limits that would provide for non-excess of the main limits on the assumption that a person is involved in radiation-hazardous work during the whole year.

It is obvious that the collective dose received while performing activities in the working area and moving along the routes will be less for the first approach. But it is necessary to remember that the number of qualified personnel is limited, and a situation may be faced when the further activities will have to be performed by specialists with low qualification, who in addition have never been to the Shelter. Thus, permissible and reference levels has to be established with taking into account the available number of personnel with specific qualification. For example, if  $N$  welders are available and the time necessary for the annual scope of welding is  $T$

(hours), then the permissible level of effective dose rate can be determined in the first approximation from the proportion:

$$KL_E = \frac{DL_E \times N}{T}$$

Thus, the reference level depends on the duration of activities and on the quantity of personnel with a specific qualification. In other words, reference levels may be higher for activity that does not demand the personnel's high qualification, than for activities demanding personnel with high qualification, whose quantity is limited. In addition, the strict registration and control system of dose loading is necessary with this approach to reference level establishment. Main approaches to the reference level establishment, including possible nuances connected with conditions of separate activities, should be clearly defined in the program of radiation protection. Nowadays, a part of problems appeared during the establishment of radiation protection is connected just with the absence of approach flexibility as to their establishment. Namely, we observe an attempt of unique reference level establishment for activities of all kinds and for all personnel categories. Sometimes, it leads to the non-substantiated population overexposure on the one hand, and, on the other hand, to difficulties connected with practical realization of the adequate measures regarding to the radiation protection.

Second issue to discuss is connected directly with the development of measures on radiation protection. Obviously, that for the establishment of radiation protection while performing specific activities it is necessary first of all to analyze the intensity of personnel's exposure to ionizing radiation at all stages of work as well as to understand «what from» and «how» it shall be protected. Let  $D_{exter}$  and  $D_{inter}$  be the doses related to external and internal ways of exposure,  $RL_E$  is the reference level for effective dose. Let's consider the inequality:

$$\frac{D_{внеш}}{KY_E} + \frac{D_{внут}}{KY_E} \leq 1. \quad (1)$$

Figure 1 schematically reflects situations that can appear in theory depending on the radiation condition in the working area. Depending on the location of the point regarding the triangle, which interior corresponds to the inequality (1) fulfillment, the following situations are possible:

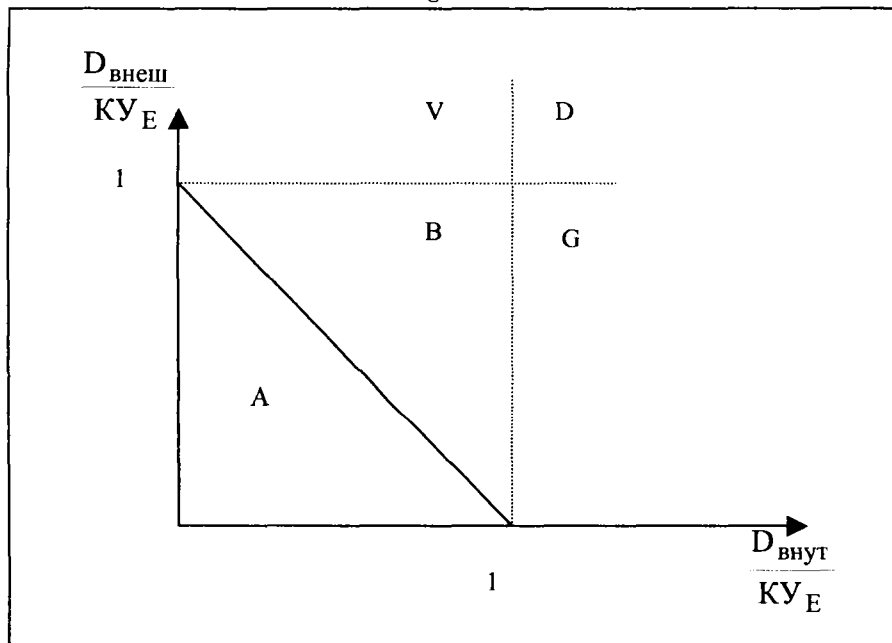
1. Point is in area A, in this case the reference level is kept, and it is possible to conduct only the optimization of the effective dose.
2. Point is in area B, in this case, protection measure application on any way of exposure may be enough for reference level non-exceeding.
3. Point is in areas V or G, in this case, performance of the protection measures for one of the exposure ways is obligatory for non-excess of the reference levels.



4. Point is in area D, in this case performance of the protection measures of all exposure ways is obligatory for non-excess of reference level.

The next problem is how to estimate the dose indicators by different exposure ways. This at first sight methodologically simple issue courses a number of difficulties and wrong calculations connected with incorrect interpretation of NRB-97. The matter is that the dose coefficients given in NRB-97 supplements are proposed for using in specific limits, named as reference conditions of exposure.

Figure 1.



In Annex 10 of NRB-97, the coefficient 0,646 is proposed for recalculation of the exposure dose rate into effective dose rate of external exposure. In so doing, it is noted that the coefficient is calculated for the natural gamma radiation, in other words, for spectrum that is determined by potassium-40, radionuclides of uranium-thorium series, and by cosmic radiation. It is obvious, that transfer of this coefficient on conditions where the activities on the Shelter transformation are performed is incorrect even for the differences in the spectrum characteristics of photons determining the natural background and background in the Shelter compartments. So, the coefficient itself has to be calculated on the basis of data on the spectrum composition of the hard component, or it has to be estimated conservatively. It is necessary to note separately the issues of work place shielding.

Dose coefficients for the estimation of internal exposure, given in Item 2.1 of NRBU-97 may be applied to estimation calculations of exposure doses for the inhalation with the raw of reservations and remarks, particularly, at the premise of diffuse contamination of respiration organs. As experimental researches have demonstrated, big-dispersed fraction of the fuel particles is too large to be neglect. Simple estimations show that fuel fragments with AMAD of about one micron already exceed the permissible concentration in air of personnel work rooms by the total alpha activity. Therefore, the assumption of NRBU-97 Item 2.4.4 as to the diffuse contamination of respiration organs is not kept. It means that a situation takes place previewed in item 2.4.5 of NRBU-97 «the dose limit can be formed by inhalation of a small quantity of high-activity particles that are in a random way settled at the respiratory tree. In its turn, it means that the calculation standard schemes given at NRBU-97 are not applicable at the full extent, and, according to Item 2.4.7, meanings of the permissible levels for the Shelter should be developed in an individual order, and should be approved by Ministry of Health of Ukraine. It seems to be necessary to apply microdosimetric estimation models for exposure doses of respiratory organs and risks connected with them.

Radiation protection during practical activity should be formed on the basis of optimization principle. The optimization, in this case, implies that activities in the fields of ionizing radiation should be planned and performed in such way that, during their performance, the levels of individual doses and/or the quantity of exposed persons be as low as possible with taking into account the economic and social factors. In our opinion, one of the optimization problems is the following. Authentic data as to the radiation condition at the working places is necessary for the development and implementation of radiation protection measures. At the same time, such data obtaining is connected with some exposure of personnel participating in sampling or direct measurements on the Shelter. Approaches to the requirement determination for necessary precision of representation of the basic data are not conceptually determined. The following approach to the determination of the optimum extent of monitoring may be given as an example. It is clear that if some work is planned then the more time is spent on the measurements the more accurate the measurements will be, but the more dose will be obtained by personnel carrying out measurements. The inaccuracy of the performed measurements is directly connected with the uncertainty in the expecting collective dose, which can cause involvement of additional resources (human, material, timing) for the activity, or the excess of the individual doses during procedure performing.

In such way, it is necessary to find such time of radiation monitoring performance (measurement time) that could «balance» the dose obtained by personnel performing the measurement, from one hand, and measurement error from other hand.

Task solution. Let's suppose for simplicity that a dosimetrist performs a single measurement, and the measurement error is determined only by the statistical nature of the decay process. In this case, we conservatively assume that  $D_n$  dose rate at the work place, measured by the dosimetrist, is equal to:

$$D_n = \bar{D} + k \sqrt{\frac{\bar{D}}{tC}}, \quad (2)$$

Where

$\bar{D}$  is an average measured dose rate, R/hour;

$k$  is the coefficient that determines the size of the confidence interval;

$t$  is the measurement time, s;

$C$  is the sensor sensitivity, (imp/s) (R/hour).

The dose obtained by the dosimetrist is

$$D_o = \bar{D} t + D_m, \quad (3)$$

Where  $D_m$  is the dose obtained by the dosimetrist along the route to the point of measurement and back.

*Notice.* It is clear, that the dose  $D_m$  will depend on the route length and time of its passing. It is also necessary to take into account that the higher speed of route passing the less time and, therefore, the dose of external exposure, but the intensity of breathing is bigger, and, therefore, dose of internal exposure too. But it is another optimization problem.

Let  $T$  time units of labor time be given for a technological procedure according to the technical regulations. Then if  $N$  is the number of workers performing this procedure, each worker will obtain the dose of

$$D_p = D_m + D_n T/N, \quad (4)$$

Where  $D_m$  is the dose obtained by a single worker during route passing to the point of measurement and back.

*Notice.* Taking into account the limits for annual individual dose (dose limits from NRB-97 or reference levels  $D_L$ ), it is possible to find the minimum  $N$  from the condition

$$D_p = D_m + D_n T/N < D_L.$$

Collective dose obtained during operations with considering dose obtained by the dosimetrist will be:

$$D_k = ND_p + D_o, \quad (5)$$

From where with the considering of (2) – (4) we will obtain:

$$D_x = (N + 1)D_m + \bar{D} (t + T) + kT \sqrt{\frac{\bar{D}}{tC}}. \quad (6)$$

Where:

- $(N + 1)D_m$  – The first item determines the collective dose obtained by workers and dosimetrist during route passing to the point of measurement and back;
- $\bar{D} (t + T)$  – Second item is the collective dose obtained by workers and dosimetrist during operations in the working room;
- $kT \sqrt{\frac{\bar{D}}{tC}}$  – Third item is the additional collective dose (uncertainty in the collective dose) that the workers may obtain for the inaccuracy in the assessment of the radiation situation.

Obtained dependence (6) reaches its minimum at

$$t_{\min} = \sqrt[3]{\frac{(kT)^2}{4DC}}. \quad (7)$$

It is the optimal measurement time when the collective dose is minimal. It is supposed that the time of dosimetrist being in the examined compartment and the measurement time are equal.

Such optimization task also appears during the shielding of working places. In its conception, it insignificantly differs from the optimization task of radiation monitoring.

The brought up questions show the difficulty and importance of RPP development.