

Neutron Monitoring for Radiation Protection Purposes

VOL. II

PROCEEDINGS SERIES

NEUTRON MONITORING FOR RADIATION PROTECTION PURPOSES

PROCEEDINGS OF A SYMPOSIUM ON
NEUTRON MONITORING
FOR RADIATION PROTECTION PURPOSES
ORGANIZED BY THE IAEA
AND HELD IN VIENNA, 11-15 DECEMBER 1972

VOL. II

In two volumes

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY
VIENNA, 1973

FOREWORD

With the rapid increase in the use of neutrons in research, industry and medicine, neutron monitoring for radiological protection continues to be a subject of increasing general interest. The main sources of neutrons are sealed radioisotopic sources, nuclear reactors and particle accelerators, including neutron generators. They are also encountered in the enrichment of fissile material and in the processing of spent fuel elements.

Since neutrons can contribute significantly to biological damage, proper assessment of the organ dose resulting from exposure to neutrons is most important for personnel protection. In practical monitoring, neutrons present special problems. As they are uncharged particles, their detection can be based only on the products of their interaction with matter. They have wide ranges of energies from a few hundredths of an electron volt to several hundred million electron volts. The neutron interaction cross-sections show irregular variation with energy, particularly in the intermediate energy range, where sharp resonance peaks are found. Further, neutrons do not, in general, occur alone; other types of radiation, particularly gamma rays, are also usually present. All these factors give rise to practical difficulties — in the techniques of neutron monitoring, the design of monitoring instruments and the assessment of organ doses resulting from exposure to neutrons alone or to mixed radiation fields. There is therefore a need for both improved and more rapid methods of neutron monitoring and for greater accuracy in dose estimation.

The Symposium on Neutron Monitoring for Radiation Protection Purposes was one of a series of scientific meetings through which the IAEA promotes the exchange of information on all aspects of personnel and area monitoring. It concerned recent developments in neutron measurements, particularly of neutron spectra, instruments and techniques for field and personnel monitoring, comparison of various methods and monitoring systems, and standardization and calibration.

During the course of the Symposium, neutron spectrometry was seen to be a significant development, providing an excellent basis for determining neutron dose. More emphasis was being placed on Bonner sphere techniques, on albedo-neutron dosimeters and on measurements based on counting etch pits produced in plastic detectors. Many of the larger nuclear laboratories lay more stress than formerly on calibration and inter-comparison. Although no truly important new approach to dosimetry has been propounded in recent years, some new neutron detectors have been introduced in the past decade.

The Symposium was attended by 132 participants from 30 Member States and 9 international organizations. All the papers, including the invited papers and a summary of the Symposium, are presented here in full, together with the discussions.

EDITORIAL NOTE

The papers and discussions incorporated in the proceedings published by the International Atomic Energy Agency are edited by the Agency's editorial staff to the extent considered necessary for the reader's assistance. The views expressed and the general style adopted remain, however, the responsibility of the named authors or participants.

For the sake of speed of publication the present Proceedings have been printed by composition typing and photo-offset lithography. Within the limitations imposed by this method, every effort has been made to maintain a high editorial standard; in particular, the units and symbols employed are to the fullest practicable extent those standardized or recommended by the competent international scientific bodies.

The affiliations of authors are those given at the time of nomination.

The use in these Proceedings of particular designations of countries or territories does not imply any judgement by the Agency as to the legal status of such countries or territories, of their authorities and institutions or of the delimitation of their boundaries.

The mention of specific companies or of their products or brand-names does not imply any endorsement or recommendation on the part of the International Atomic Energy Agency.

CONTENTS TO VOL.II

INSTRUMENTS AND TECHNIQUES: PERSONNEL MONITORING (Sessions IV-VII)

Дозиметрический контроль смешанного гамма-нейтронного излучения (IAEA-SM-167/35)	3
М. Зельчинский	13
Discussion	15
Design of albedo-neutron dosimeters (IAEA-SM-167/62)	15
D.E. Hankins	29
Discussion	29
LiF albedo dosimeters for personnel monitoring in a fast-neutron radiation field (IAEA-SM-167/8)	31
E. Piesch, B. Burghardt	54
Discussion	54
Fast-neutron response of thermoluminescent detectors with the proton radiator technique (IAEA-SM-167/10)	57
C.M. Sunta, K.S.V. Nambi, V.N. Bapat	61
Discussion	61
System for personnel dosimetry in mixed radiation fields (IAEA-SM-167/20)	63
B.J. Tymons, J.W.N. Tuyn, J. Baarli	69
Discussion	69
Personal neutron dosimetry in a plutonium plant (IAEA-SM-167/41)	71
R.T. Brunskill, J. Sellars	85
Measurement of personnel neutron dose in reactor and associated areas (IAEA-SM-167/37)	85
H.E. Preston, C.O. Peabody	97
Discussion	97
Personal neutron dosimeter, based on automatic fission-track and spark counting, for routine and emergency use (IAEA-SM-167/14)	99
S. Prêtre	114
Discussion	114
Techniques of spark counting etched nuclear tracks on plastic foils for neutron monitoring (IAEA-SM-167/22)	117
Y. Nishiwaki, H. Kawai, H. Morishima, T. Koga, Y. Okada	136
Discussion	136
Track detectors in the Czechoslovak national personnel dosimetry service (IAEA-SM-167/5)	139
J. Trousil, J. Singer, J. Maršál	143
Discussion	143

Progress in solid-state fast-neutron personnel dosimetry (IAEA-SM-167/66)	145
K. Becker	
Discussion	157
Operational experience with a finger dosimeter for fast neutrons (IAEA-SM-167/2)	159
K. Buijs, J.P. Vaane, B. Burgkhardt, E. Piesch	
Discussion	168
Performance of nuclear track emulsion and albedo doseimeters for monitoring the neutron radiation from ^{252}Cf sources (IAEA-SM-167/40)	171
A. Knight, T.O. Marshall, C.L. Harvey, J. Harvey	
Discussion	181
Energy dependence of the efficiency of neutron detection in polycarbonate by recording atom recoil tracks (IAEA-SM-167/36)	183
Krystyna Józefowicz	
Discussion	189
Personnel fast-neutron monitoring in Poland (IAEA-SM-167/34)	191
Janina Jasiak, T. Musiałowicz	
Discussion	196
Personal dosimeter for measuring the dose from thermal and intermediate-energy neutrons and from gamma and beta radiation (IAEA-SM-167/43)	199
J.R. Harvey, W.H.R. Hudd, S. Townsend	
Discussion	216
Neutron personnel dosimetry with film badge and fission fragment track dosimeters (IAEA-SM-167/57)	219
M.A. Gomaa, A.M. Eid, A.M. Sayed	
Discussion	225
Dosimetría de neutrones rápidos y térmicos usando emulsión fotográfica (IAEA-SM-167/61)	227
H. Murillo	
Use of ^{10}B -loaded plastic in personnel neutron dosimetry (IAEA-SM-167/64)	237
R.V. Griffith	
Discussion	249
The USAEC workshop on personnel neutron dosimetry (IAEA-SM-167/52)	251
E.J. Vallario, D.E. Hankins	
Discussion	259
Interpretation of monitoring data from a personnel TLD badge exposed to mixed neutron and gamma radiations (IAEA-SM-167/46)	261
L. Bötter-Jensen, P. Christensen, B. Majborn	
Discussion	271

Neutron activation of sodium in various phantoms (IAEA-SM-167/4)	273
Ivanka Mirić, Z. Ubović, M. Trajković	
Discussion	283
Activation du sodium de l'organisme humain dans le champ neutronique de l'installation CRAC (IAEA-SM-167/16)	285
M. Dousset, A. Ricourt, N. Parmentier, D. Douëllou, J. Evrard	
Discussion	297
Dosimétrie dans les champs mixtes intenses (neutrons et gamma) en vue de l'évaluation des doses absorbées à l'intérieur de l'organisme humain (IAEA-SM-167/17)	299
P. Marchal, R. Médioni, Nguyen Van Dat	
Зонный активационный дозиметр (IAEA-SM-167/80).....	321
В.А. Князев, Е.А. Крамер-Агеев, Ю.Н. Мартынов, В.С. Трошин	
Discussion	330
A negative neutron source in the eV region (IAEA-SM-167/83)	335
B.J. Mijnheer, A.H.W. Aten, Jr.	
Discussion	340

COMPARISON OF VARIOUS NEUTRON MONITORING DEVICES, METHODS AND SYSTEMS (Session VIII)

Comparison of various neutron personnel dosimeters (IAEA-SM-167/78)	343
P.N. Krishnamoorthy, G. Venkataraman, D. Singh, Dayashankar	
Discussion	361
Сравнение различных методов и приборов дозиметрии в полях излучений ускорителей протонов ОИЯИ (IAEA-SM-167/28).....	363
В.Е. Алейников, В.А. Архипов, В.Ф. Виноградов, М.М. Комочков, Ю.В. Мокров, М.И. Салацкая, А.П. Череватенко	
Discussion	373
Comparison of dose derivation methods for the UKAEA personnel criticality dosimeter for a variety of neutron spectra (IAEA-SM-167/38)	375
H.J. Delafield, S.J. Boot	
Discussion	336
Intercomparisons of neutron monitors under conditions of simulated nuclear accidents (IAEA-SM-167/81)	389
F.F. Haywood	
Discussion	398

Fast-neutron dosimetry with silicon diodes:	
comparative investigations of different commercial types	
(IAEA-SM-167/53).....	401
H. Krüger, G. Tumbrägel,	
R. Metzner, H. Koch	
Discussion	408
Suitability of various area monitoring systems for	
neutron dosimetry (IAEA-SM-167/58)	411
M.A. Gomaa, R.M.K. El-Shinawy	
Discussion	418
Résultats préliminaires d'un programme de comparaison	
des dosimètres individuels à neutrons	
(IAEA-SM-167/77)	421
H. Seguin	
Discussion	427
STANDARDIZATION AND CALIBRATION (Session IX)	
Progress in the establishment of neutron standards at	
the National Physical Laboratory	
(IAEA-SM-167/9)	431
E.J. Axton, J.B. Hunt, J.C. Robertson,	
T.B. Ryves	
Discussion	438
Neutron source and flux standardization at Trombay:	
recent development of techniques	
(IAEA-SM-167/11)	441
M.G. Shahani, D. Sharma, B.K. Kamboj	
Discussion	452
Calibration problems with neutron moderator detectors	
(IAEA-SM-167/32)	453
H. Schraube, F. Grünauer, G. Burger	
Discussion	463
Calibration of the De Pangher long counter	
(IAEA-SM-167/42)	465
I.M.G. Thompson, A. Lavender	
Discussion	483
Calibration of neutron rem-counters with photoneutron	
sources (IAEA-SM-167/70)	485
H. Ledermann, F. Bensch	
Discussion	491
Пределно допустимые потоки нейтронов высоких энергий	
(IAEA-SM-167/85)	493
И.М. Дмитриевский, Е.Л. Потемкин, В.В. Фролов	
Discussion	494
Concluding Summary of the Symposium	495
J.A. Auxier	
Chairmen of Sessions	499
Secretariat of the Symposium	499
List of Participants ..	501
Author Index	513
Transliteration Index	515

Sessions IV-VII

**INSTRUMENTS AND TECHNIQUES:
PERSONNEL MONITORING**

CHAIRMEN: D. NACHTIGALL (Federal Republic of Germany)

C.-O. WIDELL (Sweden)

M. ZIELCZYŃSKI (Poland)

I. V. FILYUSHKIN (Union of Soviet Socialist Republics)

ДОЗИМЕТРИЧЕСКИЙ КОНТРОЛЬ СМЕШАННОГО ГАММА-НЕЙТРОННОГО ИЗЛУЧЕНИЯ

М.ЗЕЛЬЧИНСКИЙ

Институт ядерных исследований,

Сверк,

Польская Народная Республика

Abstract—Аннотация

MONITORING OF MIXED NEUTRON AND GAMMA RADIATION.

A brief review is given of methods for the dosimetric control of mixed radiation near reactors and accelerators. Mention is made of methods for separate and combined recording of dose parameters for gamma radiation and neutrons with a limited energy spectrum. Particular attention is paid to methods for measuring the equivalent dose of mixed radiation with an arbitrary spectrum using detectors whose sensitivity depends on linear energy transfer.

ДОЗИМЕТРИЧЕСКИЙ КОНТРОЛЬ СМЕШАННОГО ГАММА-НЕЙТРОННОГО ИЗЛУЧЕНИЯ.

Представлен краткий обзор методов дозиметрического контроля смешанного излучения вблизи реакторов и ускорителей. Упомянуты методы раздельной и совместной регистрации дозиметрических параметров гамма-излучения и нейтронов при ограниченном спектре энергии. Особое внимание уделено методам измерения эквивалентной дозы смешанного излучения произвольного спектра с помощью детекторов, чувствительность которых зависит от линейной передачи энергии.

ВВЕДЕНИЕ

Дозиметрический контроль смешанного гамма-нейтронного излучения, являющегося основным видом излучения вблизи реакторов и за защитой ускорителей, сводится к определению параметров поля излучения, характеризующих максимальную эквивалентную дозу в критических органах человека. Характер биологического воздействия излучения на ткань, а также характер взаимодействия излучения с материалом детектора существенно зависит от типа излучения. Поэтому дозиметрический контроль гамма-нейтронного излучения часто осуществляется с помощью методов раздельной регистрации гамма-излучения и нейтронов, принадлежащих к различным областям энергии. Этой группе методов в последние годы посвящен ряд обзорных работ [1-3]. В настоящем докладе будут лишь кратко упомянуты некоторые методы раздельной регистрации. Главное внимание будет уделено методам совместной регистрации эквивалентной дозы смешанного излучения произвольного спектра.

РАЗДЕЛЬНАЯ РЕГИСТРАЦИЯ ГАММА-ИЗЛУЧЕНИЯ И НЕЙТРОНОВ

Тепловые нейтроны

Нейтроны с энергией до 0,5 эв легко регистрируются с помощью пропорциональных и сцинтилляционных счетчиков и других детекторов,

использующих высокое эффективное сечение взаимодействия тепловых нейтронов с такими элементами, как бор и литий. Плотность потока тепловых нейтронов надежно определяется также с помощью активационных детекторов и детекторов, использующих реакции деления [4]. Последние, в сочетании с материалами, регистрирующими следы повреждения, с успехом применяются в индивидуальной дозиметрии [5].

Чувствительность существующих методов, дискриминация относительно гамма-излучения и относительно нейтронов с энергией выше 0,5 эв, а также точность определения максимальной эквивалентной дозы тепловых нейтронов обычно полностью удовлетворяют требованиям дозиметрического контроля.

Нейтроны промежуточных энергий

Дозиметрический контроль нейтронов с энергией 0,5 эв – 100 кэв до сих пор не является задачей, решенной удовлетворительно. Для регистрации нейтронов применяются материалы с большим эффективным сечением реакции (n, α) в данной области энергий, а также резонансные активационные детекторы. Однако оценка эквивалентной дозы на основании показаний таких детекторов без знания энергетического спектра нейтронов затруднительна. Непосредственный отсчет максимальной эквивалентной дозы промежуточных нейтронов возможен при применении замедлителей [6].

Быстрые нейтроны

Существует много детекторов, чувствительных к нейтронам с энергией 0,1 Мэв – 20 Мэв. Некоторые из них выдают сигнал, пропорциональный эквивалентной дозе. Одним из таких детекторов является сцинтилляционный счетчик с водородосодержащим сцинтиллятором. Нижний порог регистрации этого детектора порядка 0,5 Мэв. Дискриминация гамма-излучения может осуществляться благодаря различию формы импульсов [7].

Газовый пропорциональный счетчик протонов отдачи способен регистрировать максимальную тканевую дозу нейтронов [8], либо максимальную эквивалентную дозу [9-10] в области 0,2 Мэв – 14 Мэв. Дискриминация фоновое гамма-излучения, основанная на различии длин пробега протонов и электронов одинаковой энергии, позволяет сдвинуть нижнюю границу спектра регистрируемых нейтронов ниже 100 кэв [11].

Для определения индивидуальной эквивалентной дозы нейтронов в области 0,4 Мэв – 20 Мэв широко применяются ядерные эмульсии [12].

Пороговые детекторы [13] дают возможность оценки спектра быстрых нейтронов.

Сверхбыстрые нейтроны

Наиболее распространенными детекторами, регистрирующими нейтроны с энергией выше 20 Мэв, в настоящее время являются детекторы, использующие активацию углерода (порог-20 Мэв), деление висмута (порог-50 Мэв), а также жидкостные сцинтилляционные счетчики с дискриминацией по форме импульса (энергетический диапазон 4 Мэв – 100 Мэв) [14]. Оценка эквивалентной дозы по показаниям вышеупомянутых детекторов в ряде случаев затруднительна.

Гамма-излучение

Отличительной особенностью дозиметрического контроля гамма-излучения в поле смешанного гамма-нейтронного излучения является требование пониженной чувствительности измерительных приборов к нейтронному излучению. Снижения нейтронной чувствительности можно добиться путем применения детекторов, не содержащих водорода и азота, либо характеризующихся низкой эффективностью регистрации частиц с высокой линейной передачей энергии (ЛПЭ). Чувствительность таких детекторов, т. е. отношение сигнала детектора к поглощенной тканевой дозе, обычно увеличивается с энергией нейтронов. Для нейтронов с энергией 14 Мэв чувствительность широко применяемых в индивидуальной дозиметрии фотографических, термолюминесцентных и стеклянных дозиметров составляет 0,05 – 0,15 чувствительности к гамма-излучению. Покрытый фторопластом детектор BeO , использующий эффект экзоэлектронной эмиссии, также характеризуется низким отношением нейтронной чувствительности к гамма-чувствительности [15]. Недостатком вышеупомянутых детекторов является зависимость их чувствительности от энергии гамма-квантов.

Для измерения мощности дозы гамма-излучения в поле смешанного гамма-нейтронного излучения успешно применяются графитовые ионизационные камеры и счетчики, наполненные углекислым газом [16-17]. Доза, поглощенная в графите в случае гамма-излучения с энергией ниже 20 Мэв, лишь незначительно отличается от дозы, поглощенной в ткани. Отношение нейтронной чувствительности графитовой камеры при энергии нейтронов 14 Мэв к гамма-чувствительности составляет около 0,35 [18]. Это отношение удается значительно снизить путем создания в камере условий для колонной рекомбинации ионов, так как эффективность собирания ионов, образованных электронами, гораздо выше, чем эффективность собирания ионов, образованных ядрами отдачи углерода и альфа-излучением, являющимся продуктом взаимодействия нейтронов с ядрами углерода и кислорода.

Нейтроны широкого спектра

Детектор тепловых нейтронов, окруженный полиэтиленовым замедлителем сферической или цилиндрической формы, чувствителен как к тепловым, так и к промежуточным и быстрым нейтронам. Показания прибора, содержащего такой детектор, пропорциональны эквивалентной дозе нейтронного излучения [19-20]. Прибор существенно завышает показания эквивалентной дозы промежуточных нейтронов и обычно занижает показания в области энергий, превышающих 10 Мэв. Тем не менее, благодаря способности регистрировать эквивалентную дозу нейтронов относительно широкого спектра, приборы этого типа широко применяются в практике дозиметрического контроля. Используя несколько замедлителей, имеется возможность приблизительной оценки энергетического спектра нейтронов [21], а также возможность определения эквивалентной дозы нейтронного излучения в области энергий до 100 Мэв [14].

СОВМЕСТНАЯ РЕГИСТРАЦИЯ ГАММА-НЕЙТРОННОГО ИЗЛУЧЕНИЯ ПРИ ОГРАНИЧЕННОМ СПЕКТРЕ

Большинство детекторов чувствительны как к нейтронному, так и к гамма-излучению. Однако лишь в редких случаях удается получить одинаковые отношения показаний детектора к эквивалентной дозе излучения обоих типов и то лишь при ограниченном спектре энергии нейтронов. Исключение составляют методы, использующие зависимость сигнала детектора от ЛПЭ, рассматриваемые в следующем разделе.

Примером детектора, позволяющего совместную регистрацию эквивалентной дозы гамма-излучения и тепловых нейтронов, является термолюминесцентный детектор LiF с соответствующим содержанием изотопов ^6Li и ^7Li .

Детекторы, выдающие два типа сигналов, или двухдетекторные системы с различной, но известной чувствительностью к гамма-излучению и нейтронам, позволяют определить эквивалентную дозу смешанного излучения после соответствующей обработки результата измерений. Например, сцинтилляционные счетчики с дискриминацией по форме импульсов, термолюминесцентные детекторы с определением отношения пиков термолюминесценции, системы двух ионизационных камер с различным содержанием водорода — позволяют определить эквивалентную дозу гамма-излучения и быстрых нейтронов.

Представляют интерес предпринимаемые в последнее время попытки создания новых детекторов, показания которых пропорциональны эквивалентной дозе, как детектор прямой зарядки, чувствительный к тепловым, промежуточным и быстрым нейтронам [22].

ИЗМЕРЕНИЯ ЭКВИВАЛЕНТНОЙ ДОЗЫ С ПОМОЩЬЮ ДЕТЕКТОРОВ, ЧУВСТВИТЕЛЬНЫХ К ЛПЭ

Основные типы методов

Согласно определению, эквивалентная доза, в случае внешнего облучения, является произведением дозы, поглощенной в данном органе, и коэффициента качества излучения (QF). Последний является функцией ЛПЭ частиц, передающих энергию ткани рассматриваемого органа. Если детектор изготовлен из материала с атомным составом и плотностью, аналогичными ткани, и помещен в тканезэквивалентном фантоме, то поглощение энергии в таком детекторе происходит посредством таких же непосредственно ионизирующих частиц как и в ткани, независимо от вида и спектра падающего излучения. Измерение эффективной ЛПЭ частиц, а также полной энергии поглощенной в таком детекторе, определяет эквивалентную дозу излучения на избранной глубине в ткани. При этом ни тип, ни энергетический спектр излучения не ограничиваются.

Однако при заведомо ограниченном спектре излучения могут быть снижены требования от детектора. В частности, в случае смешанного гамма-нейтронного излучения с энергией, не превышающей 30 Мэв, в материале детектора допускается повышенное содержание углерода и пониженное содержание кислорода по сравнению с тканью. До значительно высших энергий излучения допускается отличие плотности чув-

ствительного объема детектора от плотности ткани. В ряде случаев допускается отсутствие фантома.

Для определения поглощенной дозы смешанного излучения успешно применяются тканезквивалентные ионизационные камеры. Ограничивающим фактором является зависимость энергии, идущей на образование одной пары ионов, от вида и спектра излучения. К счастью, эта зависимость невелика и обычно не создает затруднений в определении тканевой дозы с целью защиты от излучения.

При известном коэффициенте качества излучения, либо при очень низких уровнях дозы, дозиметрический контроль смешанного излучения можно ограничить измерением только поглощенной дозы. В других случаях необходимо применение приборов, учитывающих ЛПЭ излучения.

Пропорциональный счетчик Росси [23] является детектором, регистрирующим отдельные частицы и дающим обширную информацию о микрораспределении энергии частиц в ткани, в частности, позволяющим определить распределение поглощенной дозы по ЛПЭ. Разработаны приборы, использующие счетчик Росси, приспособленные к измерению эквивалентной дозы в целях дозиметрического контроля [24]. Доктор Кюнер представит на настоящем симпозиуме новые достижения в этой области [25]. Основными недостатками приборов, использующих счетчик Росси, являются: относительно узкий диапазон измеряемой мощности дозы, ограниченный разрешающей способностью счетчика при низких ЛПЭ, и большая ошибка в определении эквивалентной дозы нейтронов в диапазоне энергий ниже 100 кэВ, обусловленная невыполнением требования постоянства ЛПЭ частицы, проходящей через чувствительный объем счетчика.

Биологические дозиметры позволяют оценить эквивалентную дозу смешанного излучения на основании наблюдения зависящих от ЛПЭ изменений в организме, органах или тканях. Особенно большое развитие получили методы наблюдения хромозомных аберраций [26].

Аналоговые (или интегральные) детекторы с чувствительностью, зависящей от ЛПЭ, составляют отдельную группу детекторов, применяемых для определения эквивалентной дозы как в дозиметрическом контроле полей излучения, так и в индивидуальной дозиметрии.

При достаточно большом числе сигналов, пропорциональных поглощенной дозе и по разному зависящих от ЛПЭ излучения, может быть определено распределение дозы по ЛПЭ [27-28] без ограничений, присущих счетчику Росси, но с гораздо меньшей подробностью, чем в случае счетчика Росси.

Три детектора или три сигнала с одного детектора, являющиеся квадратичной функцией коэффициента качества излучения, позволяют определить эквивалентную дозу, поглощенную дозу и дисперсию коэффициента качества в распределении поглощенной дозы по QF [29].

Одного тканезквивалентного детектора достаточно для определения эквивалентной дозы смешанного излучения, если дозовая чувствительность детектора является возрастающей функцией ЛПЭ, аналогичной зависимости QF-ЛПЭ. До настоящего времени не разработано детекторов с характеристикой этого типа, приемлемых с точки зрения чувствительности и простоты обслуживания в службе дозиметрического контроля.

Наиболее часто в дозиметрическом контроле применяются системы двух аналоговых детекторов, обычно сочлененных в одном приборе.

Принцип измерения эквивалентной дозы с помощью двух аналоговых детекторов

Разность сигналов двух тканезквивалентных детекторов пропорциональна эквивалентной дозе, если дозовые чувствительности детекторов линейно связаны с коэффициентом качества излучения [30]. В частности, указанное условие выполняется, если в качестве одного из детекторов применяется тканезквивалентная ионизационная камера, работающая в режиме насыщения, т. е. обладающая чувствительностью S_1 , независимой от ЛПЭ, а в качестве второго детектора — тканезквивалентный детектор, чувствительность S_2 которого уменьшается с ЛПЭ согласно зависимости $S_2 = S_1(1 + bL)^{-1}$ при $L \geq 3,5$ кэв/мкм, где L — ЛПЭ частиц в ткани, $b = (12 \pm 5) \cdot 10^{-3}$ мкм/кэв — постоянная. Указанный характер зависимости чувствительности от ЛПЭ, в частности, присущ рекомбинационным камерам (газонаполненным ионизационным камерам, в которых происходит колонная рекомбинация ионов), ионизационным камерам с жидким диэлектриком, органическим сцинтилляторам, ферросульфатным дозиметрам, некоторым термолуминесцентным детекторам.

Дозиметрический контроль с помощью рекомбинационной камеры

В рекомбинационных методах [31] с целью определения коэффициента качества и эквивалентной дозы используется зависимость от ЛПЭ эффективности собирания ионов или временных параметров накопления заряда при колонной рекомбинации ионов. Различные конструкции рекомбинационных камер [28], [32-38] применяются для лабораторных исследований фактора качества, фантомных измерений на пучках частиц, исследования полей смешанного излучения в стратосфере и в других специальных условиях облучения. Наиболее приемлемой для целей оперативного дозиметрического контроля является дифференциальная рекомбинационная камера [39]. Электрический ток, снимаемый с измерительного электрода камеры, пропорционален мощности эквивалентной дозы излучения. Коммерчески доступный тип дифференциальной рекомбинационной камеры (типа REM-2) предназначен для измерения эквивалентной дозы на глубине 1-3 см ткани и обладает чувствительностью $2 \cdot 10^{-14}$ А/мбэр·час⁻¹. Часть камеры, работающая в режиме насыщения, питается напряжением 1200 в, часть, работающая в условиях колонной рекомбинации, — напряжением 30 в противоположной полярности. Погрешность определения эквивалентной дозы смешанного гамма-нейтронного излучения составляет $\pm 20\%$. Нижний предел регистрируемой мощности дозы в эксплуатационных условиях в значительной степени зависит от стабильности источников питания камеры и составляет порядка 0,1 мрад/час при измерении мощности поглощенной дозы и порядка 1 мбэр/час при измерении мощности эквивалентной дозы. Лабораторные установки, использующие рекомбинационные камеры с разделенными областями высокого и низкого давления, позволяют регистрировать мощность эквивалентной дозы в диапазоне 0,1 мбэр/час — 1000 бэр/час с погрешностью, не превышающей 15%.

При непосредственном соединении дифференциальной рекомбинационной камеры с предусилителем электрометра, существенное искажение

результата измерений может вносить чувствительность к излучению самого преусилителя. Уменьшение чувствительности надежно достигается благодаря помещению в нем корректирующего электрода. Такой электрод, в частности, установлен в рекомбинационном дозиметре промышленного производства, использующем в качестве детектора дифференциальную камеру типа REM-2. Рабочий диапазон этого дозиметра: 0,75 мбэр/час – 30 бэр/час.

Измерения с помощью дифференциальной рекомбинационной камеры являются затруднительными в районах больших градиентов мощности дозы, в частности, в узких пучках частиц, при щелях в защите, в непосредственной близости точечных источников излучения. В таких условиях приходится поочередно создавать в камере условия насыщения и условия колонной рекомбинации посредством переключения питающих напряжений. Разработана также система автоматического переключения режима работы [37].

Градуировка рекомбинационных дозиметров, предназначенных для дозиметрического контроля смешанного излучения, обычно производится в поле гамма-излучения. Напряжение, обеспечивающее соответствующий режим рекомбинации, устанавливается таким образом, чтобы эффективность собирания ионов при ионизации гамма-излучением составляла 95%. С целью исследования характеристики прибора в области более высоких ЛПЭ применяются источники моноэнергетических нейтронов, поля смешанного излучения с известным спектром, а также газообразные источники альфа-излучения и низкоэнергетического бета-излучения.

Индивидуальные рекомбинационные дозиметры

Основным элементом индивидуальных рекомбинационных дозиметров является малогабаритная, обычно карандашевидная, ионизационная камера, наполненная тканеэквивалентным газом до давления нескольких кг/см² и питаемая заряженным конденсатором. Электроды камеры изготавливаются из тканеэквивалентной токопроводящей пластмассы путем горячей прессовки. Для обеспечения постоянства эффективности собирания ионов в чувствительном объеме дозиметра в процессе эксплуатации, дозиметр сконструирован таким образом, что междуэлектродное расстояние камеры значительно меньше, чем диаметр внутреннего электрода, а изменение потенциала собирающего электрода в процессе облучения значительно меньше, чем напряжение питания камеры.

Индивидуальный рекомбинационный дозиметр типа REMPERS-3 состоит из трех отдельных камер [40], две из которых работают в условиях насыщения, а третья, помещенная между ними, – в условиях колонной рекомбинации ионов. Дозиметр обеспечивает измерение дозы, поглощенной на глубине 2-5 мм ткани в диапазоне 10 мрад – 10 рад и эквивалентной дозы в диапазоне 100 мбэр – 3 бэр. Отсчет показаний осуществляется с помощью отдельного электрометрического измерителя заряда. Недостатком дозиметра является необходимость периодической проверки его чувствительности ввиду возможности поглощения газа электродами и питающими конденсаторами, помещенными внутри камеры.

Градуировка отдельных камер дозиметра, а также коррекция их чувствительности в процессе эксплуатации осуществляются путем градуировки переменного сопротивления, помещенного под прикрывающей