

SOCIEDADE PORTUGUESA
DE PROTECÇÃO CONTRA RADIAÇÕES

IV CURSO DE PROTECÇÃO CONTRA RADIAÇÕES

VIII JORNADAS PORTUGUESAS DE PROTECÇÃO CONTRA RADIAÇÕES

Colaborações Científicas:

Faculdade de Direito da Universidade Clássica de Lisboa
Conselho de Segurança Nuclear de Espanha
Sociedade Espanhola de Protecção Radiológica
Sociedade Brasileira de Protecção Radiológica

Patrocínios:

Instituto de Desenvolvimento e Inspeção das Condições de Trabalho (IDT)
Câmara Municipal de Loures
Pronuclear

Dias 28 e 29 de Novembro de 2001
Faculdade de Direito da Universidade Clássica de Lisboa

Colaborações Científicas:



Patrocínios:



PROTECÇÃO CONTRA RADIAÇÕES

A Sociedade Portuguesa de Protecção Contra Radiações promove, não só as VIII JORNADAS PORTUGUESAS DE PROTECÇÃO CONTRA RADIAÇÕES, como também o IV CURSO DE PROTECÇÃO CONTRA RADIAÇÕES, com o objectivo bem definido de contribuir para o desenvolvimento dos conhecimentos científicos e meios práticos para a Protecção do Homem e do Meio Ambiente contra os efeitos nocivos das radiações, providenciando para que elas sejam utilizadas em BENEFÍCIO DA HUMANIDADE.

A preocupação suscitada pelos problemas relativos ao Meio Ambiente, é uma extensão das apreensões relativas à totalidade da vida de todos os seres, que e sem qualquer exclusão, encontraram na Terra, o seu elemento enquadrante definidor do meio natural, que temos a obrigação moral e material de ajudar a preservar.

Se é facto que em Portugal não existe a componente nuclear que por si, inevitavelmente confere e debita mesmo uma certa força, imprimindo uma dinâmica às Sociedades Científicas de Protecção Contra Radiações, mercê do quantitativo e da inevitável valorização profissional e pessoal dos seus sócios, que é determinada pelas actividades objectivas que tal domínio específico impõe e sensibiliza os elementos que se dedicam à Protecção Contra Radiações, não devemos contudo deixar de lembrar que nós, temos, apesar da falta da tal componente a que acabámos de aludir, problemas que na sua essência são muito semelhantes.

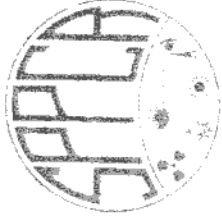
Uma parte do nosso País vive nas adjacências de Espanha, País que tem Centrais Nucleares, o que inevitavelmente determina e impõe uma actualização contínua e continuada nestes domínios por parte de Portugal, dado que situações graves a darem-se, (não obstante o grau de confiança que nos possam merecer os nossos vizinhos, e a real cooperação ora observável) não conhecem fronteiras e sobretudo devemos ter bem presente que os grandes rios Ibéricos, como o Douro, o Tejo e o Guadiana, atravessando parte da vizinha Espanha, vêm, percorrendo os nossos campos, e irrigando algumas das nossas culturas, ou até fornecendo eventualmente água para abastecimento da população, desaguar em Portugal.

Todos os demais problemas emergentes das aplicações das radiações, quer ionizantes quer não ionizantes, são justamente os mesmos que os suscitados nas sociedades mais avançadas, sobretudo, nas do mosaico europeu.

As radiações dada a sua importância crescente na vida quotidiana e muito especialmente no uso clínico, em que se dá necessariamente entre outras aplicações grande importância, por exemplo ao Laser e à Ressonância Magnética, e à Tomografia por Emissão de Positrões, impellem-nos para um melhor conhecimento das radiações não ionizantes sobretudo da gama das radiofrequências e das micro-ondas.

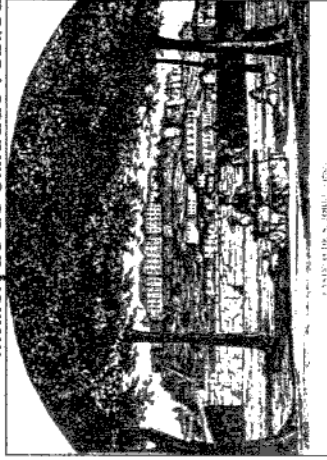
J. Quintela de Brito

A SPPCR tem o Alto Patrocínio da Fundação para a Ciência e Tecnologia e do Instituto de Desenvolvimento e Inspeção das Condições de Trabalho (IDICT)



VIII JORNADAS PORTUGUESAS DE PROTECÇÃO CONTRA RADIAÇÕES

SOCIEDADE PORTUGUESA DE PROTECÇÃO CONTRA RADIAÇÕES
Instituição de Utilidade Pública



COLABORAÇÃO CIENTÍFICA

FACULDADE DE DIREITO DA UNIVERSIDADE CLÁSSICA DE LISBOA

CONSELHO DE SEGURANÇA NUCLEAR DE ESPANHA

SOCIEDADE ESPANHOLA DE PROTECÇÃO RADIOLÓGICA, SOCIEDADE BRASILEIRA DE PROTECÇÃO RADIOLÓGICA

PATROCÍNIOS

INSTITUTO DE DESENVOLVIMENTO E INSPECÇÃO DAS CONDIÇÕES DE TRABALHO

(IDICT)

CÂMARA MUNICIPAL DE LOURES

PRONUCLEAR

FACULDADE DE DIREITO DA UNIVERSIDADE CLÁSSICA DE LISBOA

29 de Novembro de 2001



VIII JORNADAS PORTUGUESAS DE PROTECÇÃO CONTRA RADIAÇÕES

Organizadas pela
SOCIEDADE PORTUGUESA DE PROTECÇÃO CONTRA RADIAÇÕES

Colaborações Científicas

Faculdade de Direito da Universidade Clássica de Lisboa., Sociedade Brasileira de Protecção Radiológica, Sociedade Espanhola de Protecção Radiológica e do Conselho de Segurança Nuclear de Espanha.

Patrocinios

Instituto de Desenvolvimento e Inspeção ds Condições de Trabalho (IDICT), Câmara Municipal de Loures e Pronuclear.

Lisboa 29 de Novembro de 2001

FACULDADE DE DIREITO DA UNIVERSIDADE CLÁSSICA DE LISBOA

PROGRAMA

08h-30min ENTREGA DE DOCUMENTOS
09h-15min INAUGURAÇÃO E SESSÃO DE ABERTURA

MANHÃ

COLABORAÇÃO CIENTÍFICA DA SOCIEDADE ESPANHOLA DE PROTECÇÃO RADIOLÓGICA
09h-30min PROTECÇÃO CONTRA RADIAÇÕES EM ESPANHA, SUA INTEGRAÇÃO NA CE, LINHAS DE ACTUAÇÃO E PERSPECTIVAS FUTURAS

RADIAÇÕES NÃO IONIZANTES

09h-50min VIGILÂNCIA DA RADIAÇÃO ULTRAVIOLETA EM PORTUGAL.
10h-10min ASPECTOS DE PROTECÇÃO CONTRA RADIAÇÕES EM RESSONÂNCIA MAGNÉTICA*
10h-30 min INTRACELULAR CALCIUM INCREASE AND ACTH RELEASE BY CORTICOTROPHS AFTER PROLONGED EXPOSURE UNDER GSM CELL PHONE RADIATION AND PROTECTION BY A COMPENSATION MAGNETIC OSCILLATOR*

10h-50min CAFÉ

11h-05min QUESTÕES DE SEGURANÇA E PROTECÇÃO CONTRA RADIAÇÕES NAS COMUNICAÇÕES ÓPTICAS*
11h-25min EXPOSIÇÃO À RADIAÇÃO PROVENIENTE DE ANTENAS DE ESTAÇÕES BASE PARA TELEFONES MÓVEIS*
11h-45min PILOT STUDY TO EVALUATE THE VIABILITY OF CHICKEN EMBRYOS EXPOSED UNDER NON-IONIZING RADIATION EMITTED BY GSM CELL PHONE'S BASE STATIONS*

12h-05min ALMOÇO



HERMAN VON HELMHOLTZ

TARDE

RADIAÇÕES IONIZANTES

COLABORAÇÃO CIENTÍFICA DO CONSELHO DE SEGURANÇA NUCLEAR DE ESPANHA
14h-30min O ESCLARECIMENTO DA OPINIÃO PÚBLICA, FACE A EVENTUAIS PROBLEMAS SUSCITADOS NA PENÍNSULA IBÉRICA POR CENTRAIS NUCLEARES.

14h-50min EVOLUÇÃO DOS CONCEPTOS, RECOMENDAÇÕES E REGULAMENTOS*

COLABORAÇÃO CIENTÍFICA DA SOCIEDADE BRASILEIRA DE PROTECÇÃO RADIOLÓGICA

15h-10min AVALIAÇÃO DE KERMA-ARKÁREA EM PROCEDIMENTOS DE FLUOROSCÓPIA

15h-30min CAFÉ

COLABORAÇÃO CIENTÍFICA DA SOCIEDADE BRASILEIRA DE PROTECÇÃO RADIOLÓGICA
15h-45min ESTUDO DA RESPOSTA DE FOTODIODOS COMERCIAIS PARA ESPECTROMETRIA DE RAIOS-X
16h-05min UTILIZAÇÃO DE RADIONUCLÍDIOS NATURAIS NO ESTUDO DA DEPOSIÇÃO SECA DE AEROSSÓIS*
16h-25min MINAS DE URÂNIO, EFLUENTES LÍQUIDOS*

COLABORAÇÃO CIENTÍFICA DA SOCIEDADE ESPANHOLA DE PROTECÇÃO RADIOLÓGICA

16h-45min IMPLICAÇÕES DA DOSIMETRIA BIOLÓGICA EM SITUAÇÕES DE SUSPEITA/CERTEZA DECORRENTE DE SOBREEXPOSIÇÃO A IRRADIAÇÃO EXTERNA. (1ª parte)
17h-05min IMPLICAÇÕES DA DOSIMETRIA BIOLÓGICA EM SITUAÇÕES DE SUSPEITA/CERTEZA DECORRENTE DE SOBREEXPOSIÇÃO A IRRADIAÇÃO EXTERNA. (2ª parte)

17h-25min CAFÉ

17h-40min SUBSTÂNCIAS RADIOACTIVAS EM SUCCATAS METÁLICAS*
18h-00min ASPECTOS DE PROTECÇÃO CONTRA RADIAÇÃO RELATIVOS À RADIAÇÃO CÔSMICA*
18h-25min ENCERRAMENTO DAS ACTIVIDADES /DISCUSSÃO/ENTREGA DOS CERTIFICADOS



IV CURSO DE PROTECÇÃO CONTRA RADIAÇÕES

COLABORAÇÕES CIENTÍFICAS

FACULDADE DE DIREITO DA UNIVERSIDADE
CLÁSSICA DE LISBOA
SOCIEDADE ESPANHOLA DE PROTECÇÃO
RADIOLÓGICA
SOCIEDADE BRASILEIRA DE PROTECÇÃO
RADIOLÓGICA

PATROCÍNIOS

CÂMARA MUNICIPAL DE LOURES
INSTITUTO DE DESENVOLVIMENTO E
INSPECÇÃO DAS CONDIÇÕES DE TRABALHO
(IDICT)
PRONUCLEAR

Dia 28 de Novembro de 2001
Faculdade de Direito da Universidade
Clássica de Lisboa

IV Curso de Protecção contra Radiações

(Para médicos e elementos que, habilitados com um
Curso Superior, trabalhem na área da Saúde)

Sociedade Portuguesa de Protecção Contra Radiações

Radiação ionizante. Interacção da radiação com a matéria

José Salgado

Instituto Tecnológico e Nuclear

Faculdade de Direito da Universidade de Lisboa
Lisboa, 28 de Novembro de 2001



INSTITUTO
SUPERIOR
TÉCNICO



A Radiação Electromagnética dos Telefones Móveis

Luis M. Correia

Instituto Telecomunicações / Instituto Superior Técnico
Universidade Técnica de Lisboa, Portugal

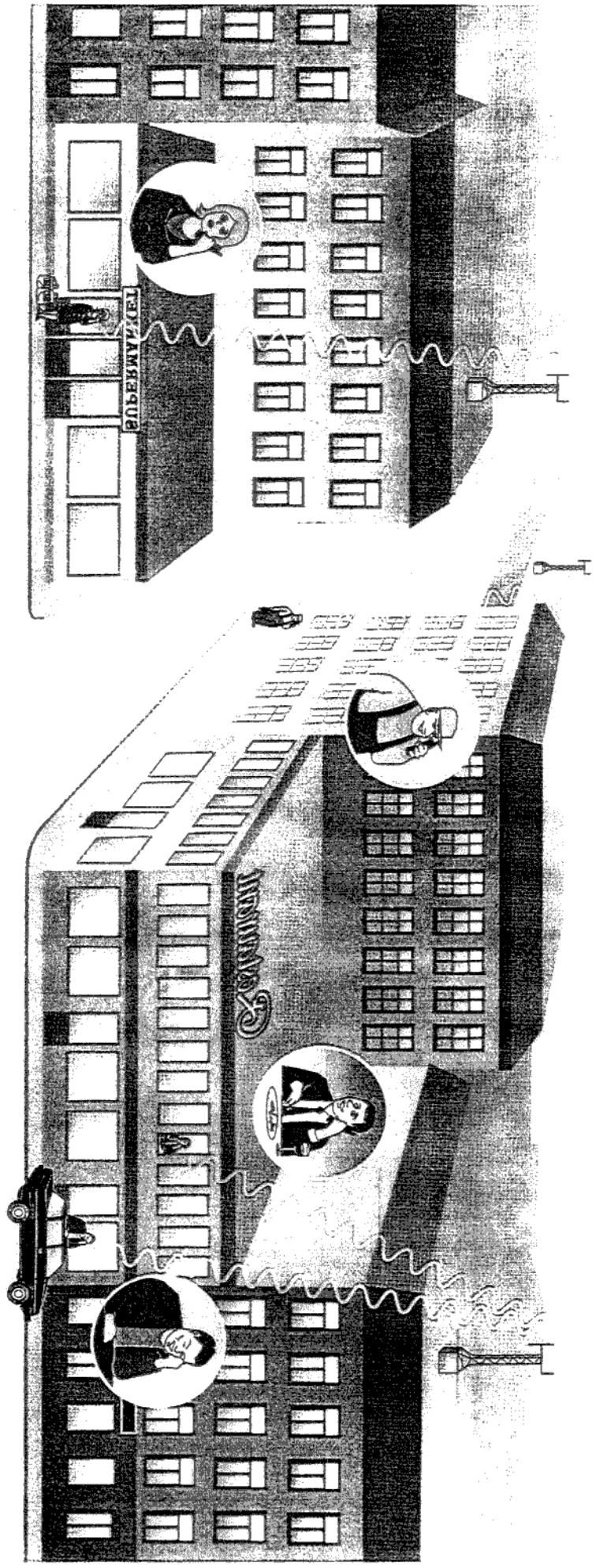


INSTITUTO
SUPERIOR
TÉCNICO

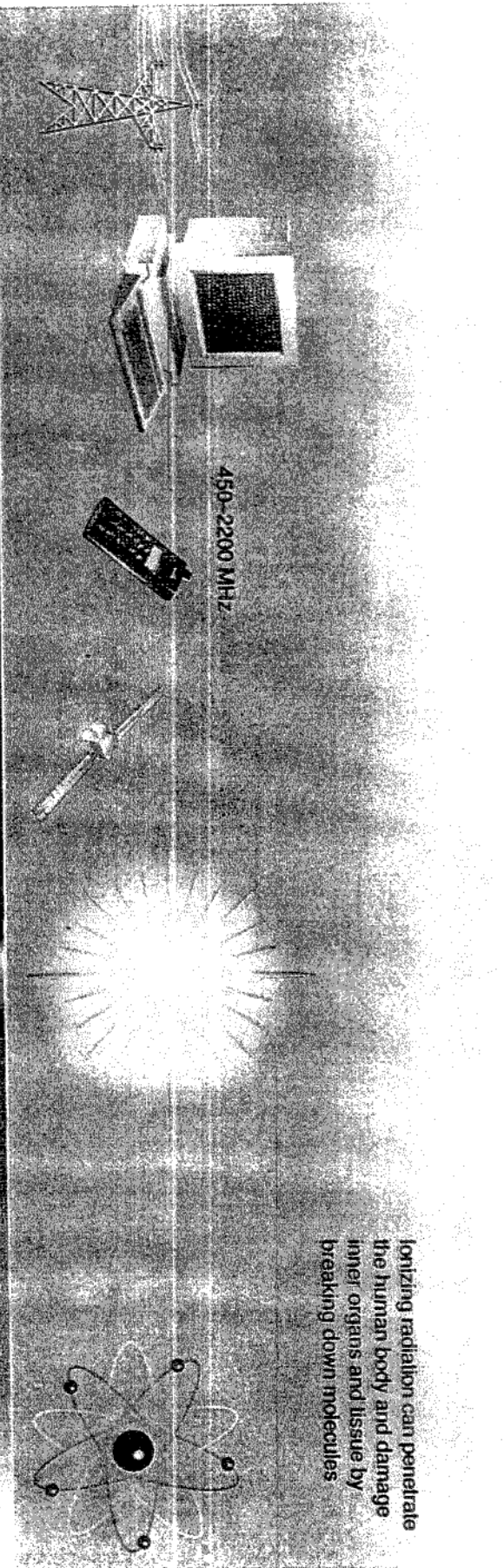


Resumo

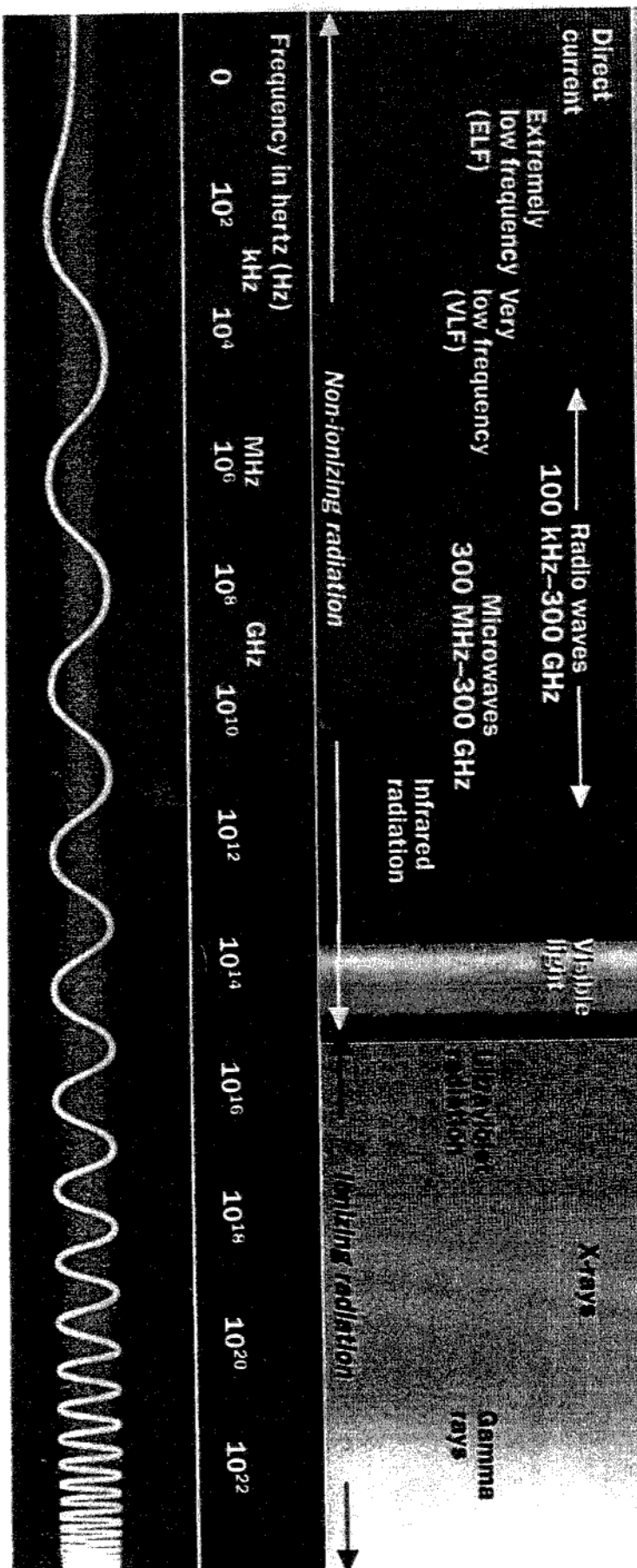
- Princípios de funcionamento dos sistemas de comunicações móveis
- Avaliação da radiação na cabeça do utilizador
- Influência das características de funcionamento do sistema
- Normas internacionais

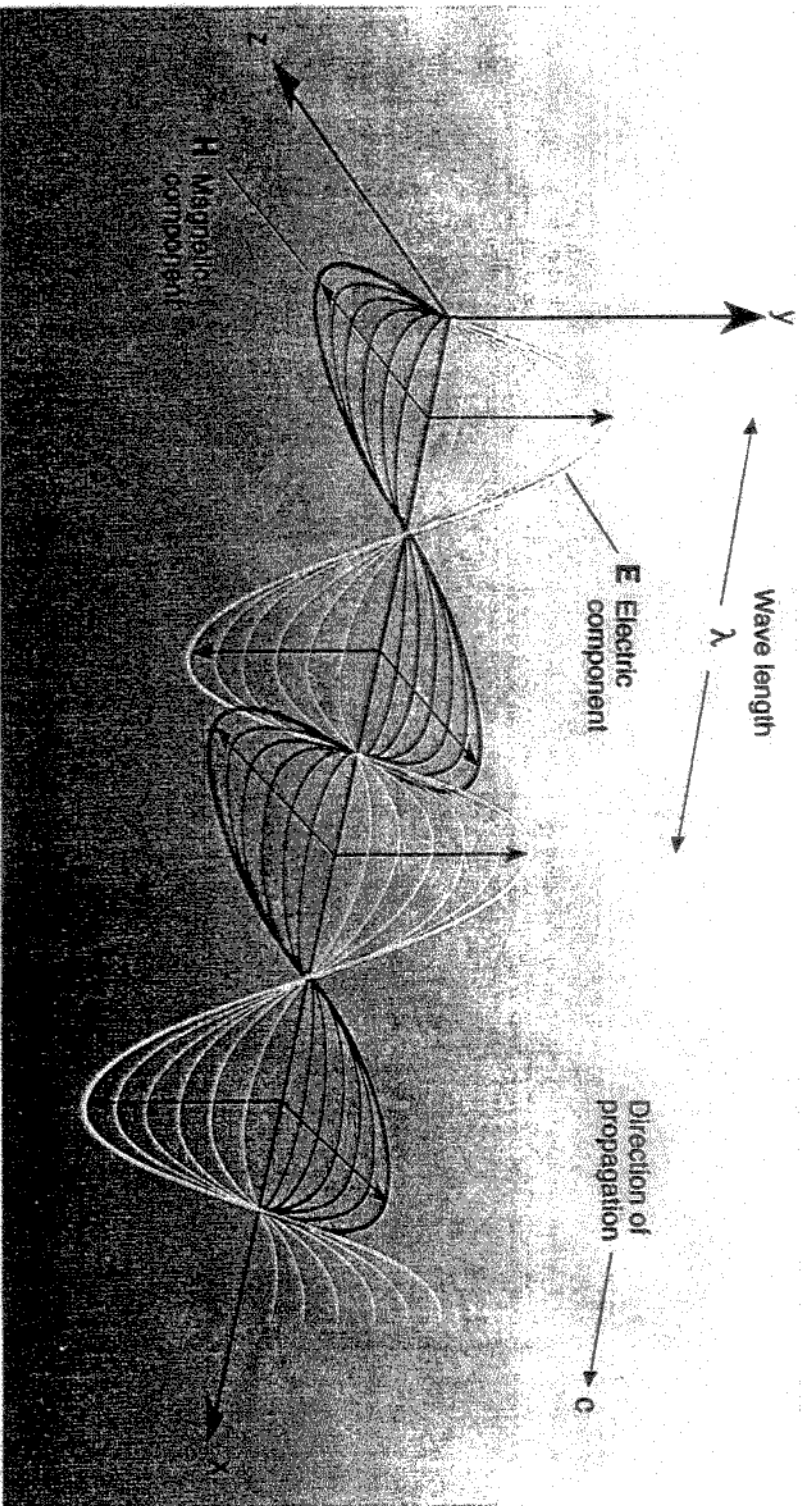


The electromagnetic spectrum



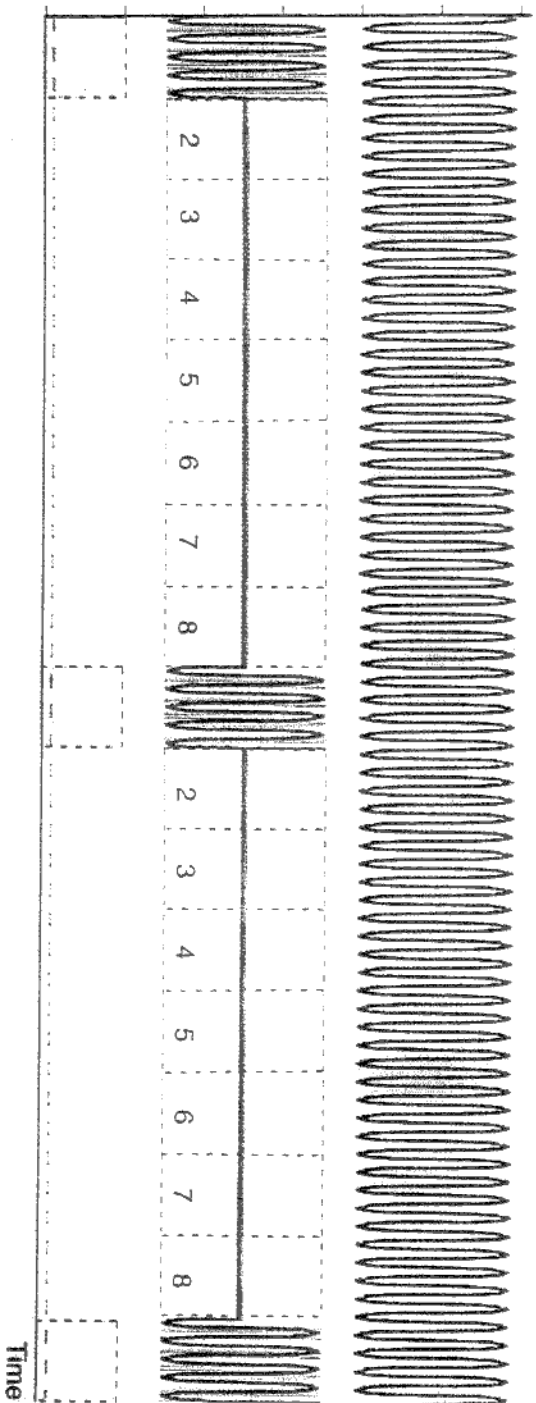
Ionizing radiation can penetrate the human body and damage inner organs and tissue by breaking down molecules





The electromagnetic wave and its fields

analog signal – digital signal



At the top, we see an analog signal, continuous and uninterrupted, with one call for each carrier frequency. Below this, we see a digital signal (GSM) with information compressed into pulses, over which eight people share a carrier frequency by exploiting time slots. At the lowest level, we see the maximum power of the pulses as compared with the average power

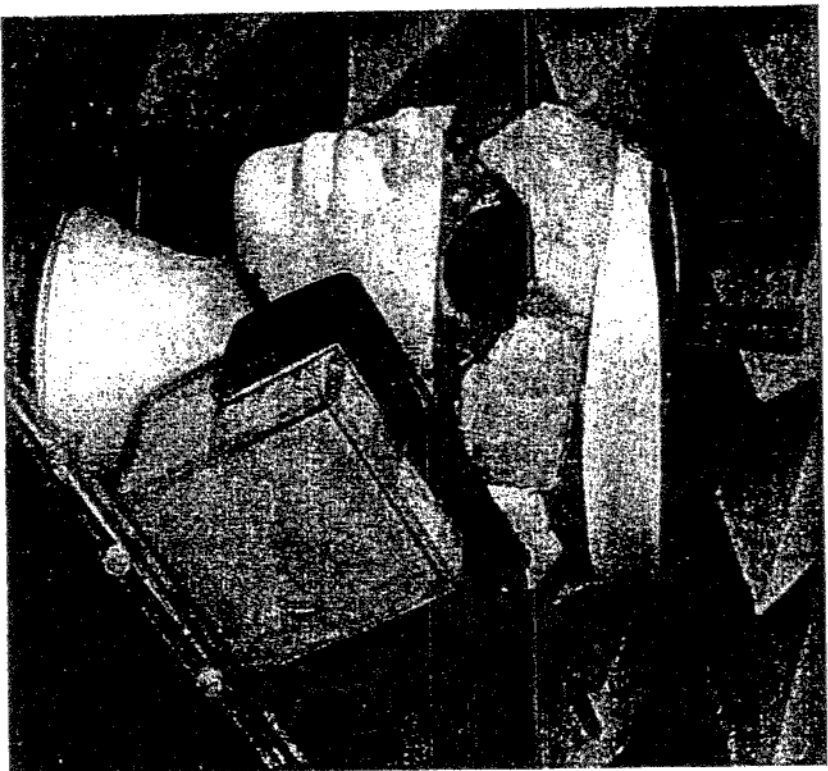
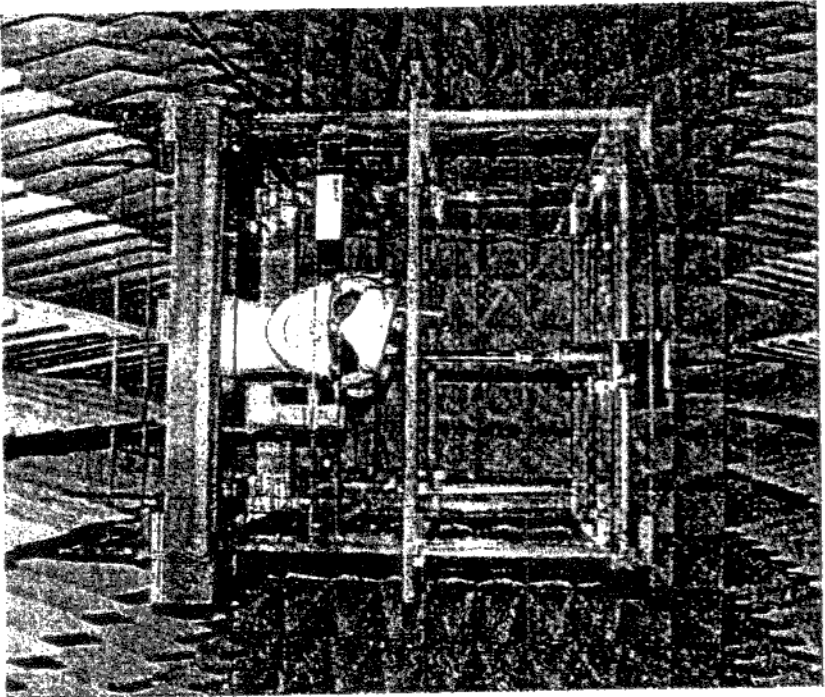


Figure 1: Arrangement for SAR-measurements in a heterogeneous phantom with support frame (left) and head and hand phantom with a phone (right)

As it cannot be expected that the user will hold the mobile phone exactly in one well defined position, different operational conditions shall be tested. The European Specification requires four test positions. In each test position the center of the ear piece shall be placed directly at the entrance of the auditory canal. The test positions are shown in Fig. 1.

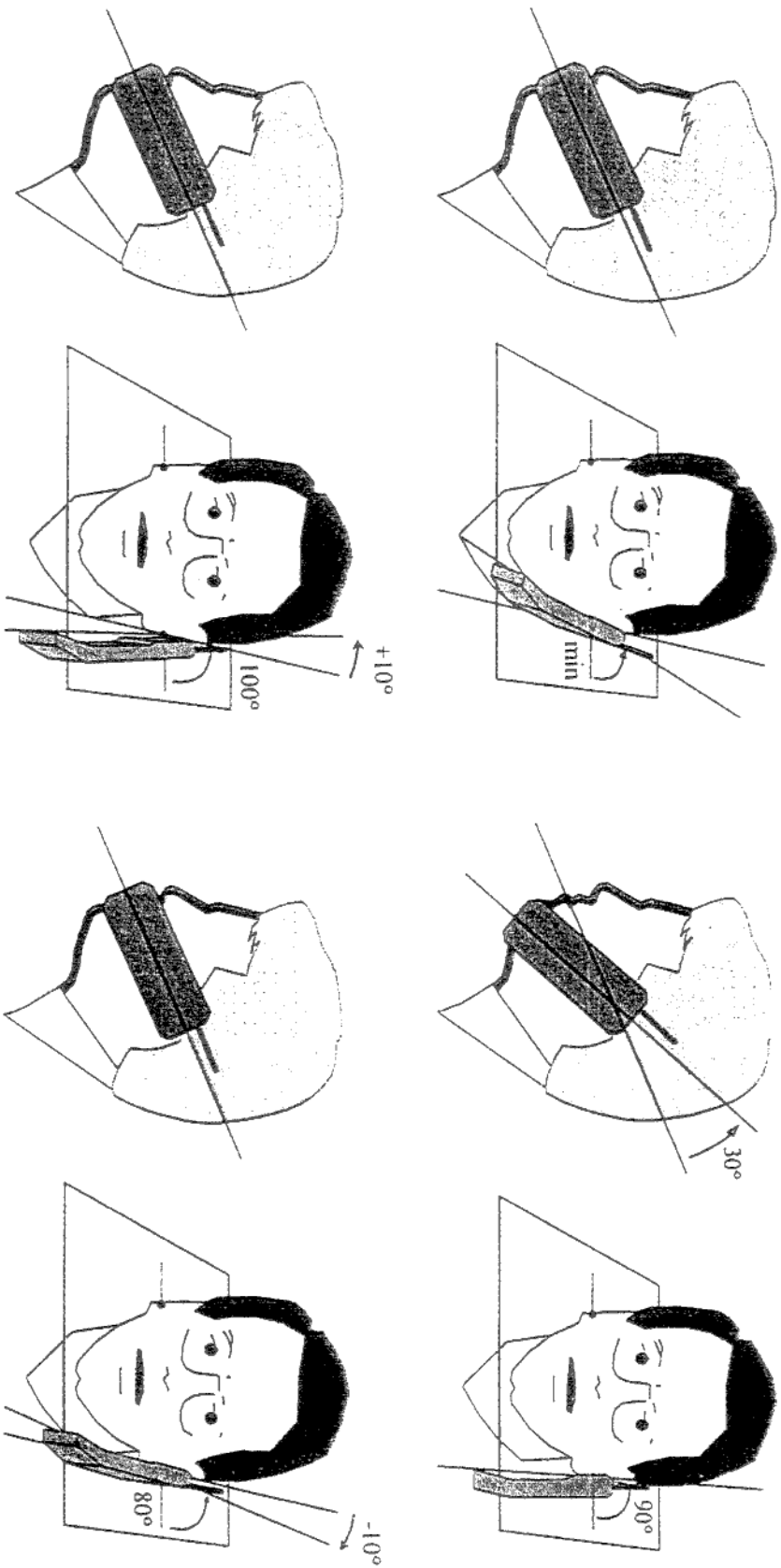


Figure 1: Test positions for SAR measurements. Touch (top left), 30° (top right), 100° (below left) and intended use position (below right).

2.2 SAR Measurement Setup

4. Investigation of Different Kinds of Antennas

We investigated both some usual antenna types employed in commercial mobile phones and some new designs, developed in this project. For all antennas the case is a metallic box of 24 mm x 48 mm x 120 mm, covered with a 3 mm thick layer of plastic. After extensive simulations, we selected the most promising types for further optimization. In the figure below 6 different antennas are shown (S1-S6). Models S5 and S6 are optimized antennas developed in this project. These two showed the lowest SAR in the brain and good efficiency.

For all mobile phones:

Case (Perfect Electric Conductor): $X = 24$ mm, $Y = 48$ mm, and $Z = 120$ mm with 3 mm of plastic cover (# M3) with $\epsilon'_p = 3$

FP... Feed Point

L ... coil (N : windings; H : length of a coil; D : diameter of a coil)

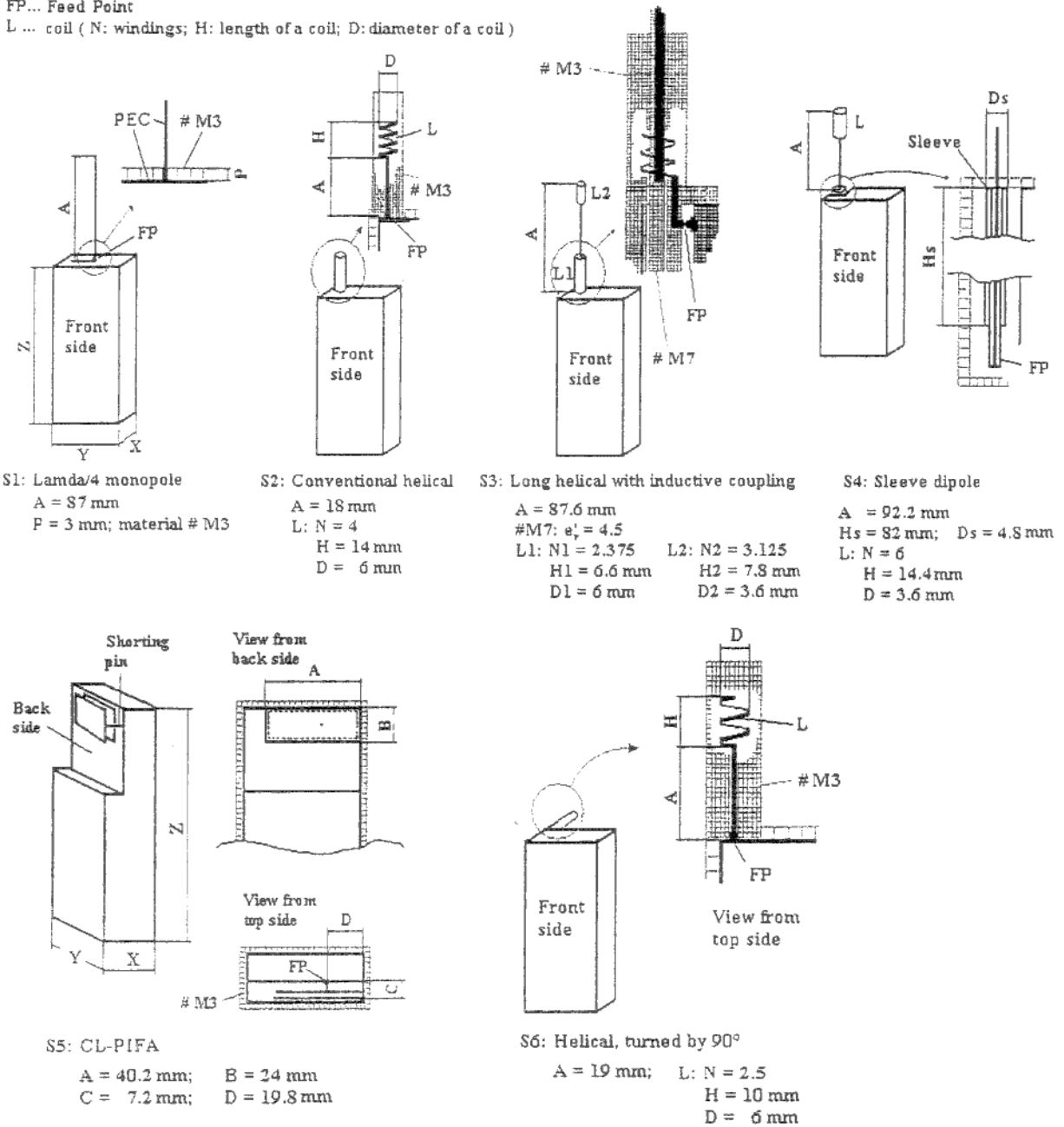


Figure 3: Mobile phone antennas used for the investigations of SAR and radiation efficiency

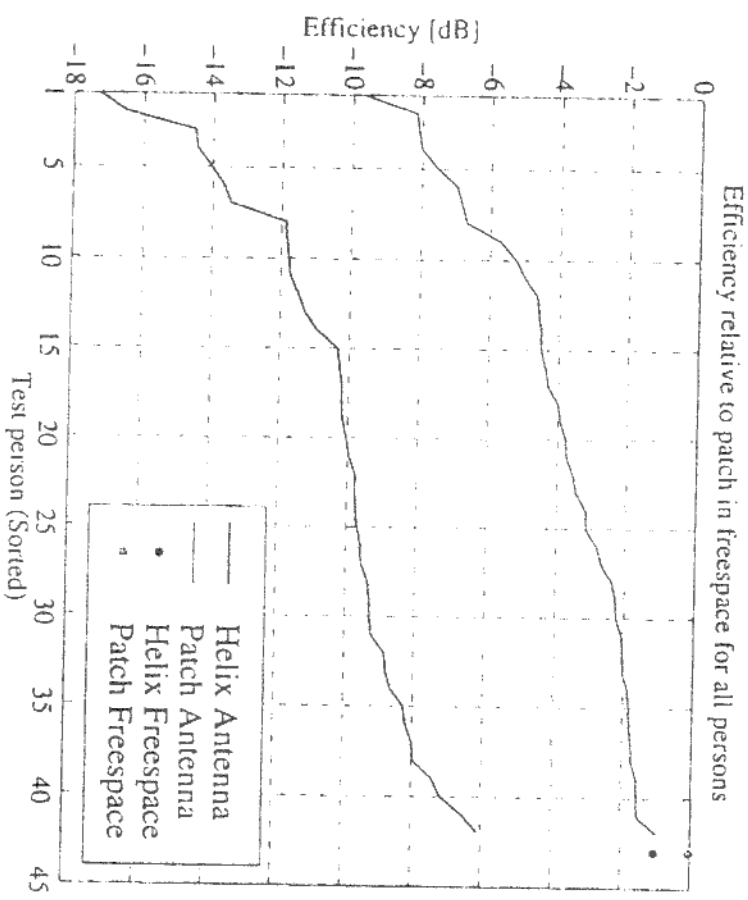


Figure 5: Transmitted power by the mobile phone held by 43 different persons measured in an anechoic room.

GSM1800 Antenna Loss Relative 1W Reference Dipole

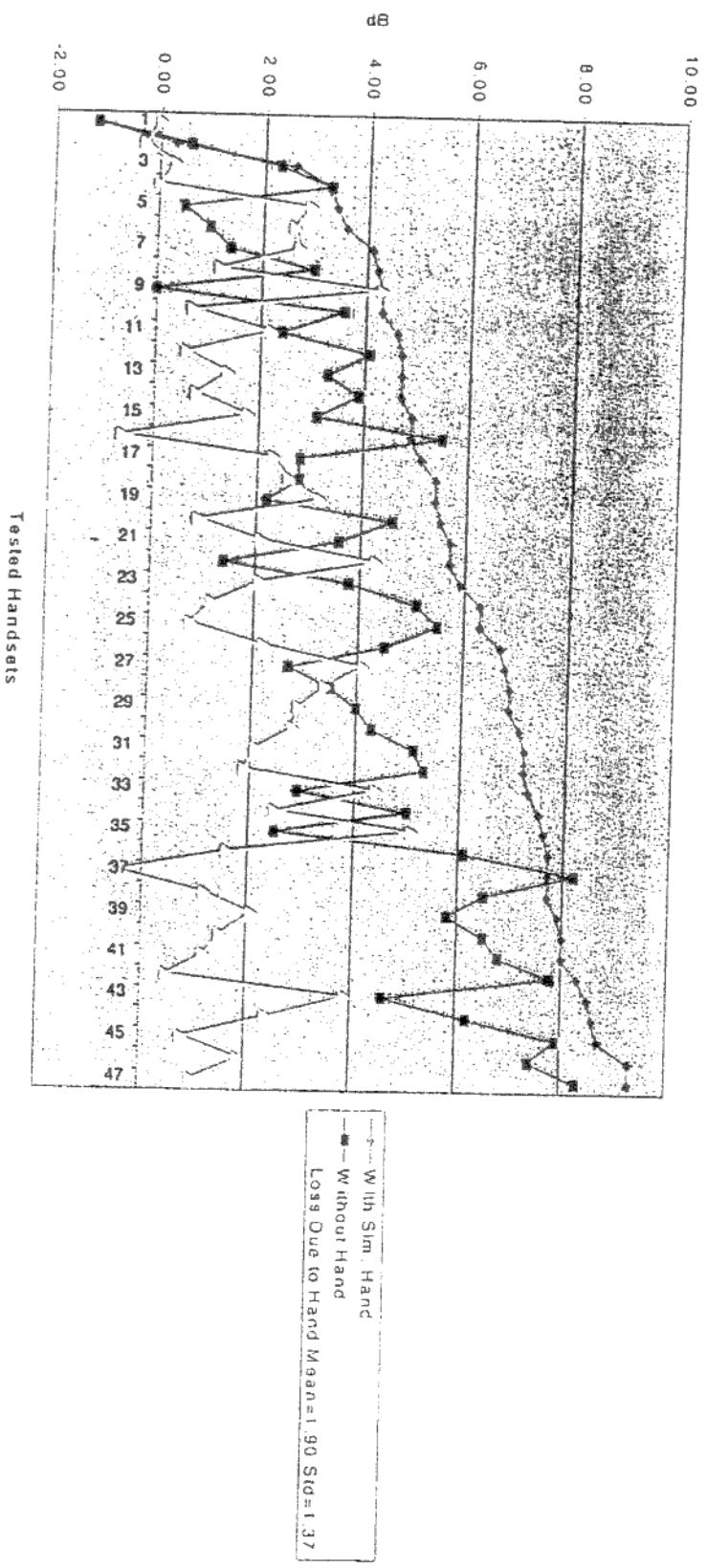


Figure 5. GSM1800 handset antenna loss, including phantom and with/without simulated hand, relative to 60° tilted dipole. Extractable antennas are extracted. Median values are 6.30 dB and 3.90 dB. Mean loss due to simulated hand is 1.90 dB with a standard deviation of 1.37 dB.

GSM900 Antenna Loss Relative 2W Reference Dipole

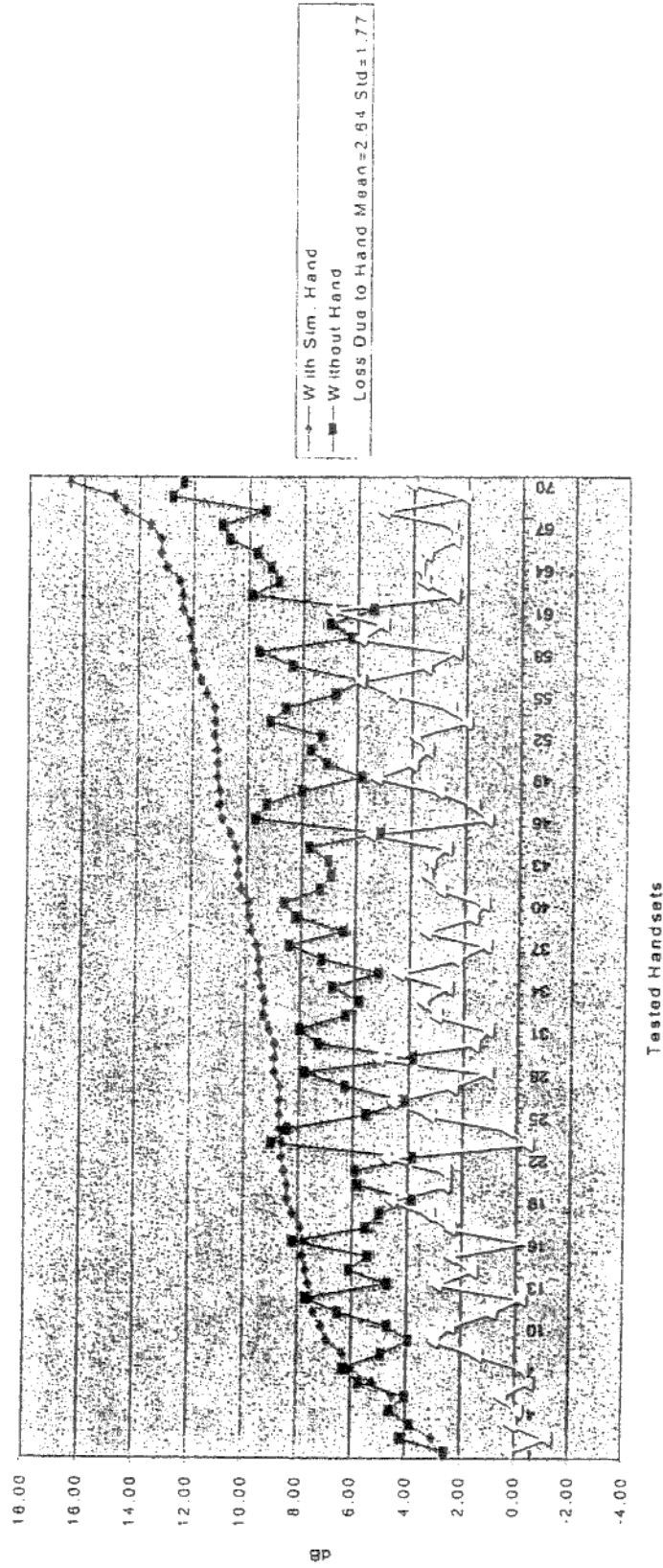
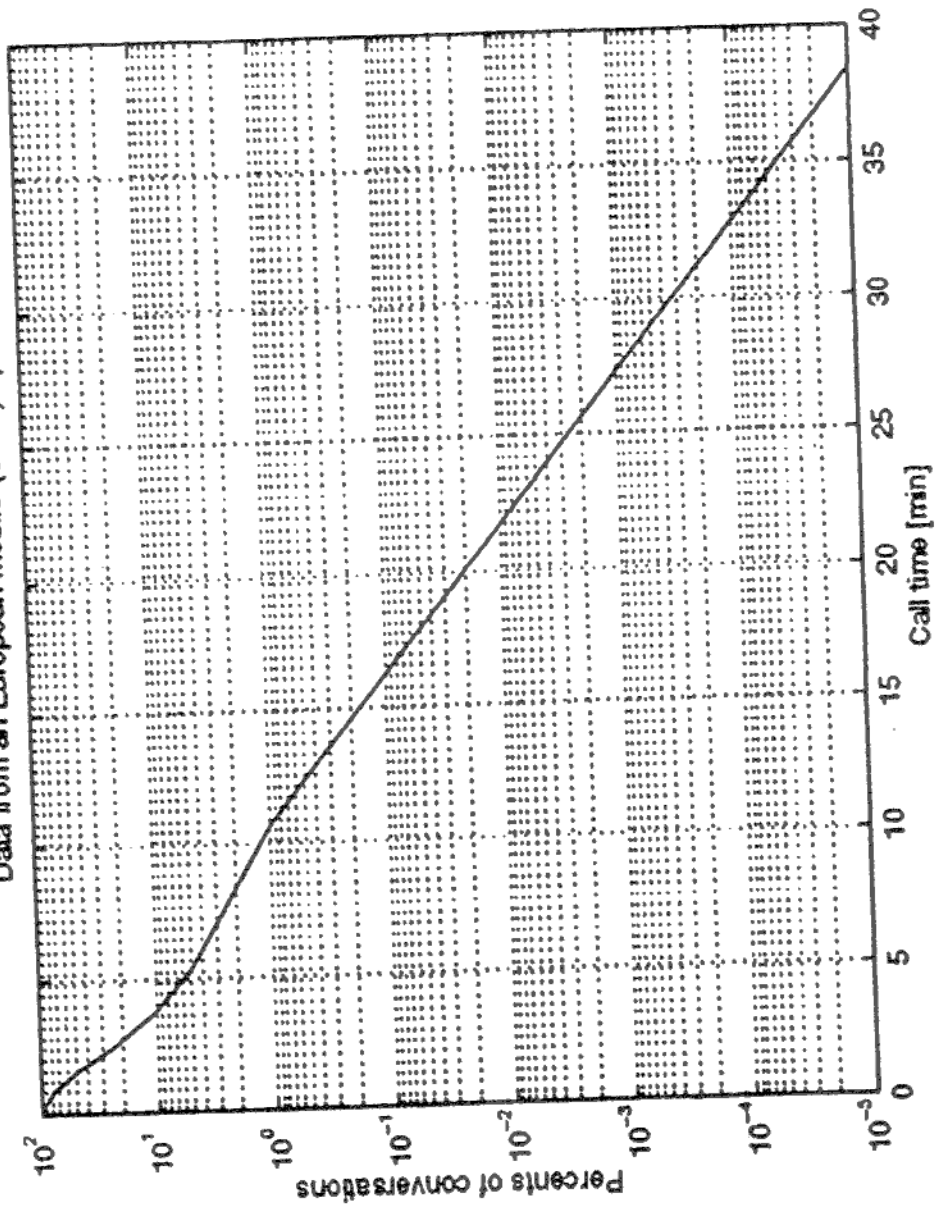
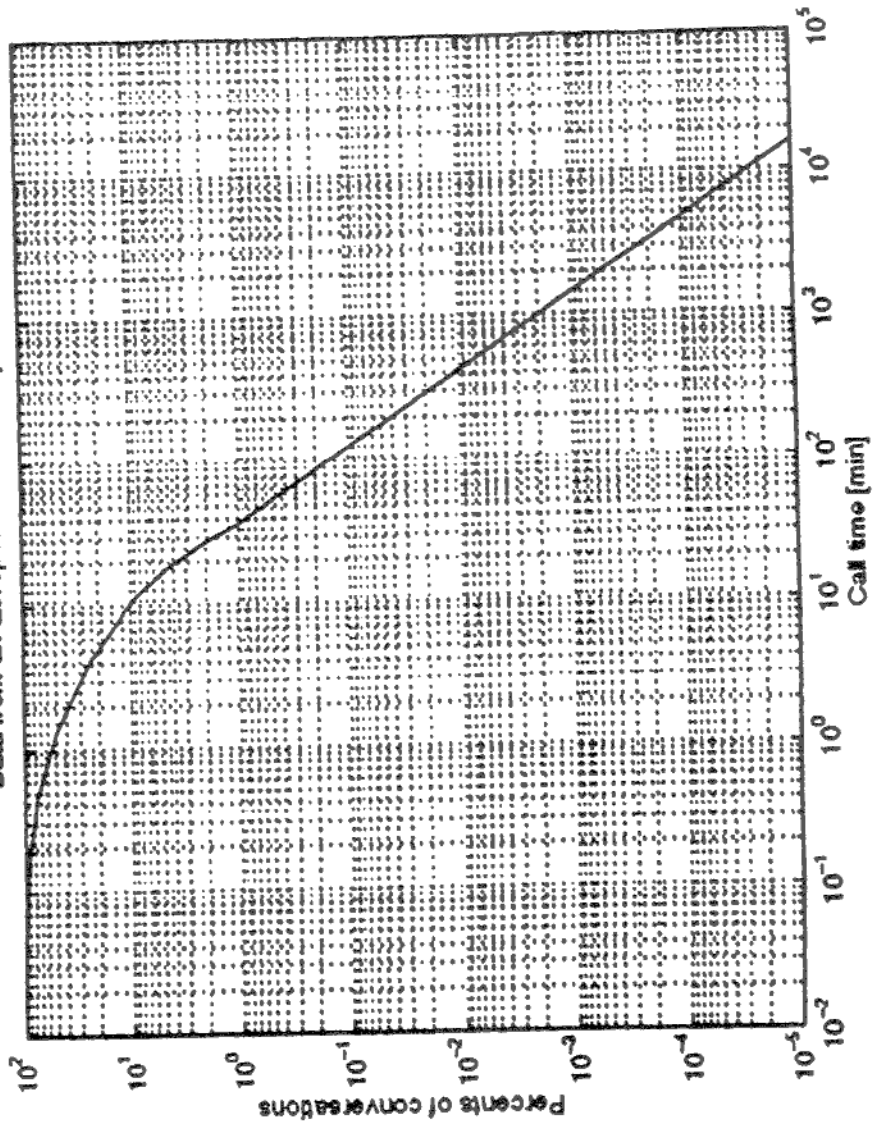


Figure 4. GSM900 handset antenna loss, including phantom and with/without simulated hand, relative to 60° tilted dipole. Extractable antennas are extracted. Median values are 9.50 dB and 6.85 dB. Mean loss due to simulated hand is 2.64 dB with a standard deviation of 1.77 dB.

Data from an European mobile (GSM) operator

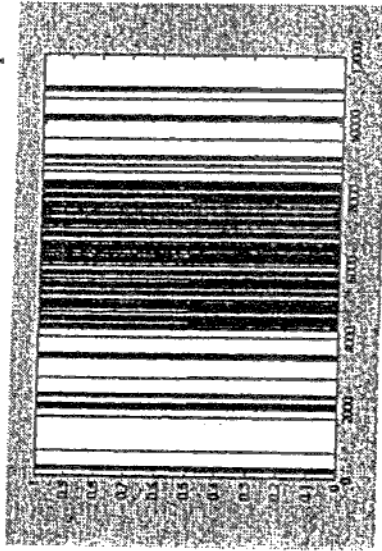


Data from an European wired net operator



Discontinuous transmission influence

- Du to DTX there is emitted power only if there is speech



- Because of DTX the emitted power is about 70% of the nominal one



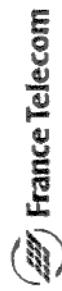
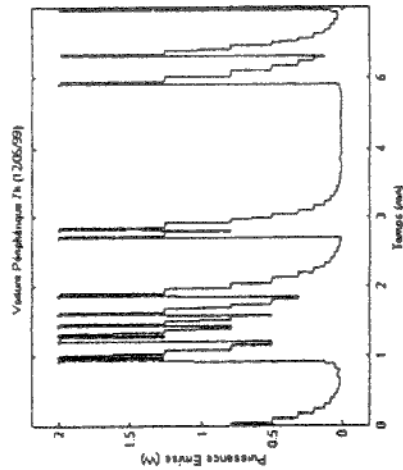
Branche Développement

Cnet

La communication de ce document est soumise à autorisation de Cnet
© France Telecom - Place du Général de Gaulle - 91000 Evry - 06/11/98

Handover influence on the Power Control Level

Because of quality or congestion handover could be carried out,
In case of handover, the power is reset to maximum allowed



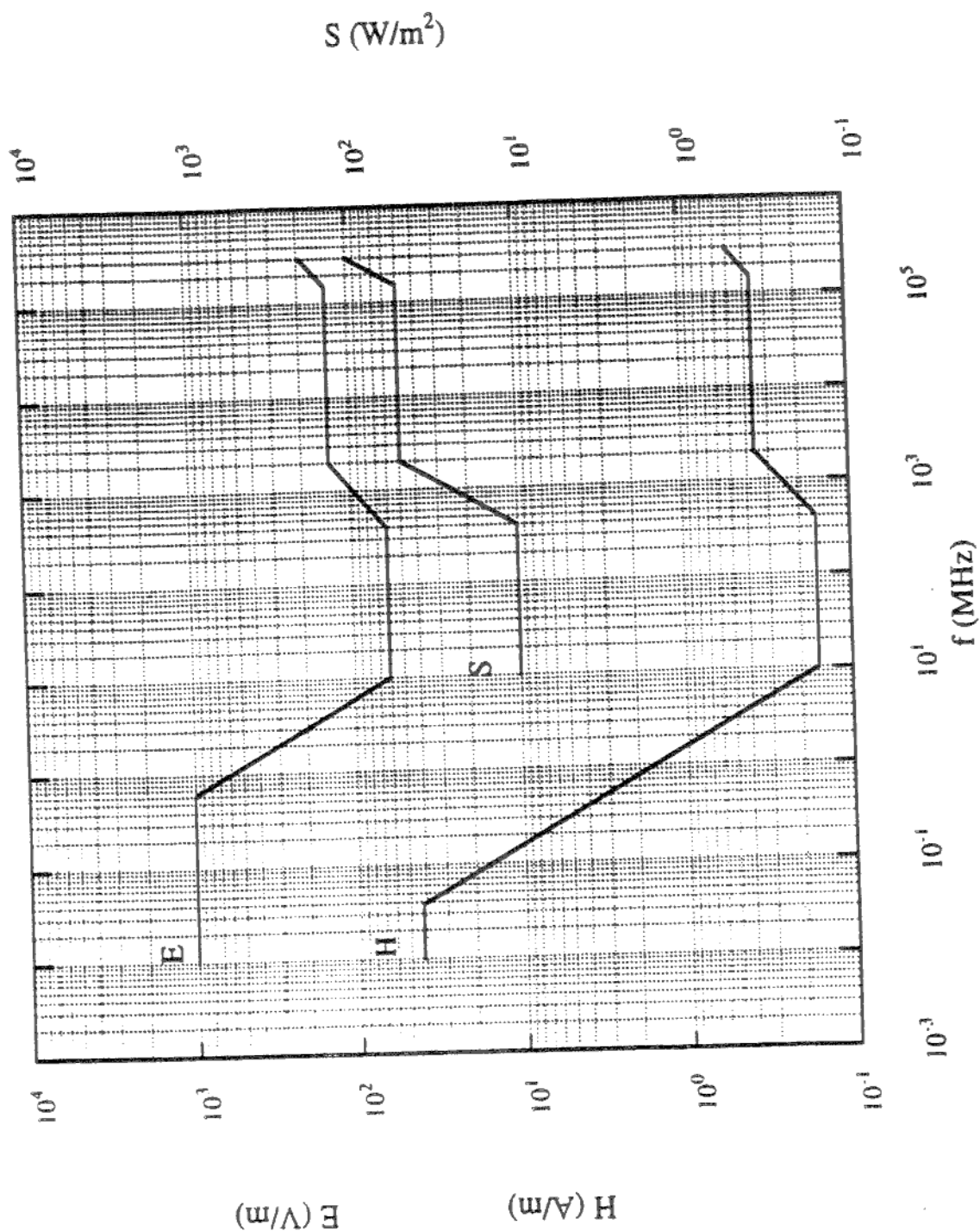
Branche Développement

Cnet

La communication de ce document est soumise à autorisation de Cnet
© France Telecom - (Nouveau Schéma) - D17 - 081199

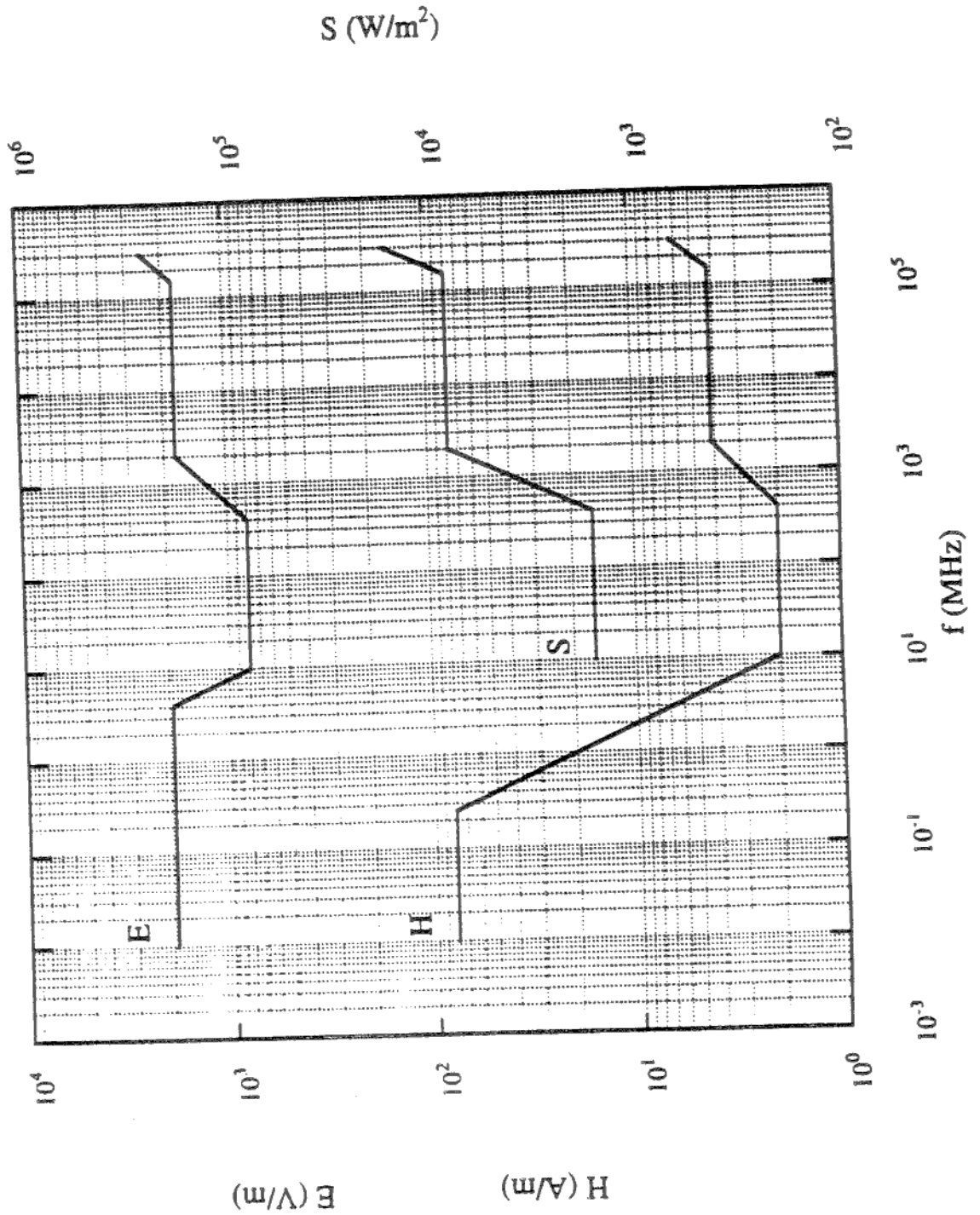
Annex H (1)

WORKERS: REFERENCE LEVELS FOR FIELD-STRENGTHS AND POWER DENSITY (CONTINUOUS EXPOSURE)



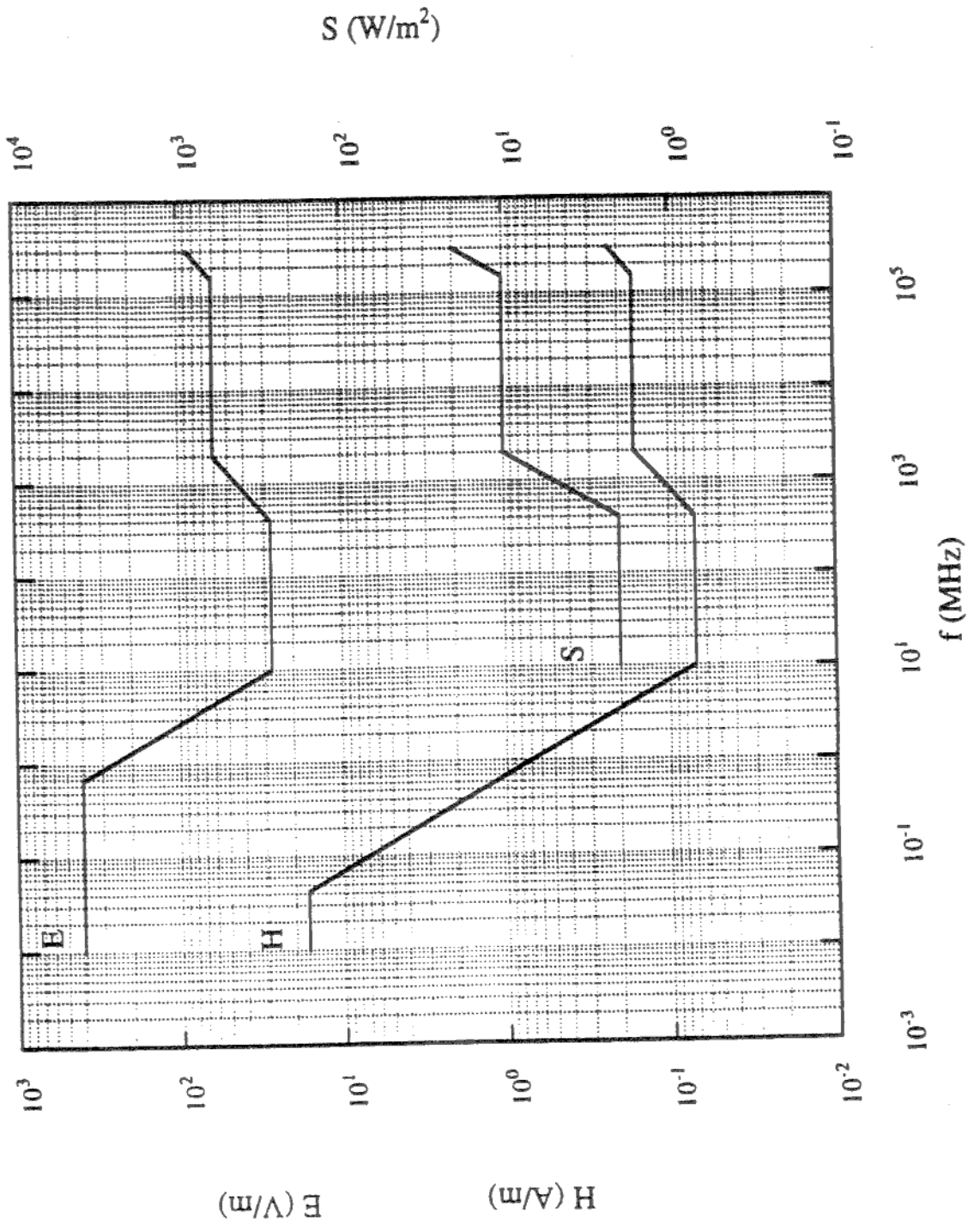
Annex H (4)

GENERAL PUBLIC: REFERENCE LEVELS FOR PEAK
FIELD-STRENGTHS AND POWER DENSITY



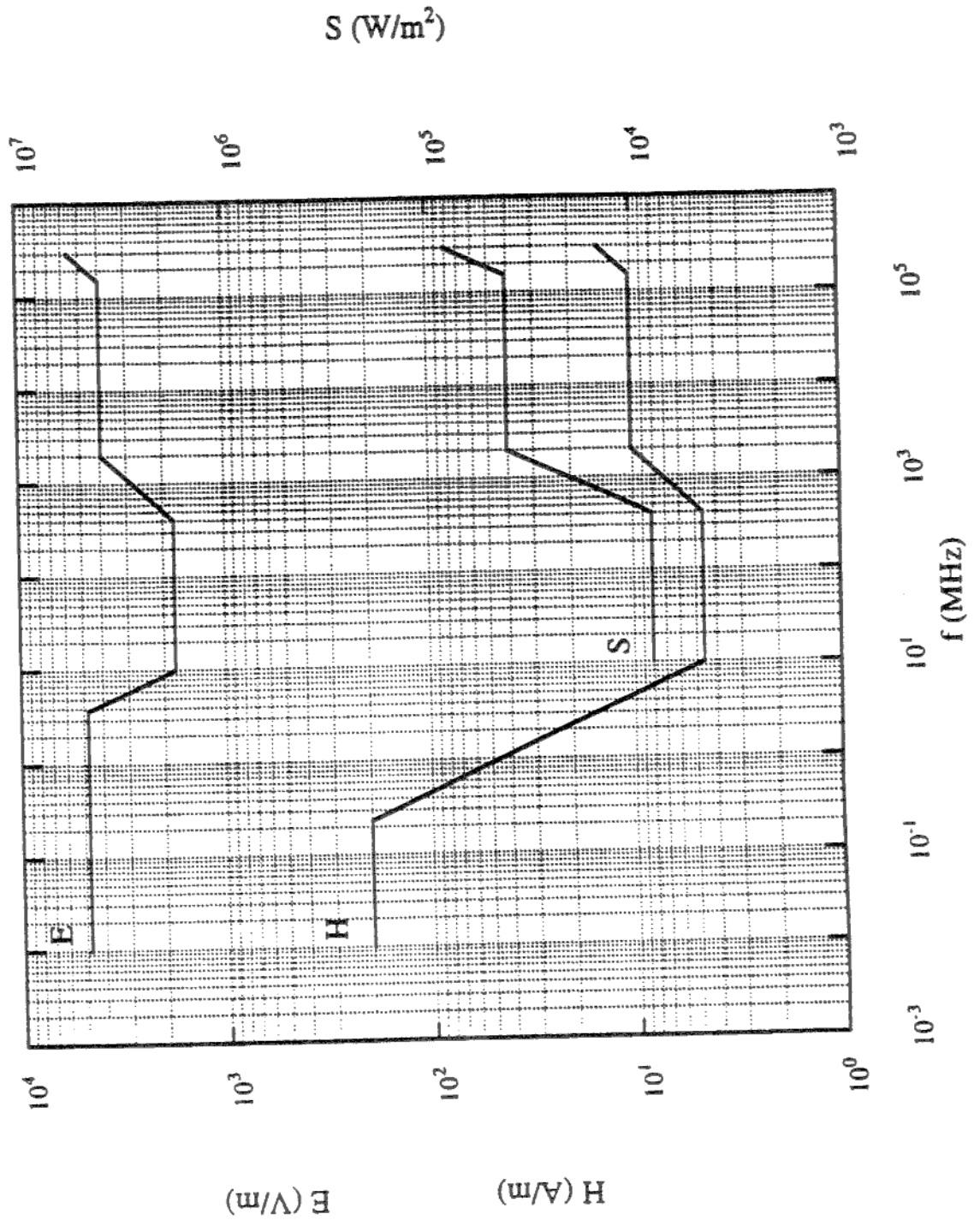
Annex H (3)

GENERAL PUBLIC: REFERENCE LEVELS FOR FIELD-STRENGTHS
AND POWER DENSITY (CONTINUOUS EXPOSURE)



Annex H (2)

WORKERS: REFERENCE LEVELS FOR PEAK
FIELD-STRENGTHS AND POWER DENSITY



Interacção da radiação com a matéria

1. Introdução

O homem sempre se interrogou "De que é feita a matéria?" Embora a resposta ainda hoje seja incompleta, muito se tem aprendido nos últimos séculos. Nos princípios do séc. XIX, Dalton exprimiu a hipótese atómica baseada na consideração de factos experimentais evidenciados por várias leis químicas. O Universo é constituído por matéria composta de *elementos e compostos*. Os elementos são substâncias simples, que não podem ser divididas noutras substâncias mais simples por processos químicos (ex.: o *oxigénio* e o *hidrogénio*). Os compostos resultam da combinação química de dois ou mais elementos (ex.: a *água* é formada pela combinação de oxigénio com o hidrogénio). De acordo com os conhecimentos actuais, os elementos são constituídos por *átomos* com um *núcleo central* formado por *protões* e *neutrões*; à volta do núcleo distribuem-se os electrões em estados de energia bem definida. Os protões têm carga eléctrica positiva, os neutrões são partículas neutras e os electrões têm carga eléctrica negativa. Os núcleos podem ser estáveis, porque existem entre os *nucleões* (protões e neutrões) *forças nucleares* intensas que vencem a repulsão electrostática entre os protões. As forças nucleares são de muito pequeno alcance e são independentes da carga eléctrica. O raio atómico é da ordem de $10^{-11} m$ e o raio nuclear é muito menor, aproximadamente $10^{-15} m$. As massas do protão e do neutrão são aproximadamente iguais e cerca de 1800 vezes maiores do que a massa do electrão. Por isso, a massa atómica está concentrada numa região muito pequena.

O número de protões do núcleo é o *número atómico*, Z , do elemento. Num átomo no estado *neutro* há tantos protões como electrões. O número atómico indica a posição do elemento na *Tabela Periódica* e define as propriedades químicas do elemento.

O número de neutrões representa-se, em geral, por N . O número total de nucleões é igual a $A=Z+N$. A é o *número de massa* do átomo.

Um dado elemento é, assim, caracterizado por um número atómico, possuindo um número bem determinado de electrões com uma organização energética característica. Porém os átomos de um elemento podem não ser todos iguais, distinguindo-se pelo número de neutrões, o que não vai afectar as suas propriedades químicas. Deste modo, uma entidade

nuclear constituída por Z protões e N neutrões rodeada por Z electrões é chamada um *nuclido* e representa-se por ${}^A_Z X$, em que X é o símbolo químico do elemento.

Átomos que têm o mesmo número atómico, mas diferente número de massa são chamados *isótopos*. Por exemplo: ${}^{12}_6\text{C}$, ${}^{14}_6\text{C}$. Os isótopos de um dado elemento têm as mesmas propriedades químicas, distinguindo-se pelas propriedades físicas que podem ser muito diferentes. Nem todas as combinações possíveis de neutrões e protões resultam em configurações estáveis. Aliás, os nuclidos estáveis distribuem-se numa faixa muito estreita num diagrama do número de neutrões em função do número de protões. Um átomo é instável se há um excesso de neutrões ou protões relativamente à faixa de estabilidade.

Todos os elementos químicos têm isótopos dos quais uns são *estáveis* enquanto outros são *instáveis* ou *radioactivos* (*radioisótopos*).

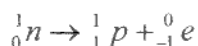
Na natureza há cerca de 340 nuclidos, dos quais cerca de 70 são radioactivos. Todos os elementos com número atómico *superior a 80 têm isótopos radioactivos* e todos os isótopos de elementos com número atómico *superior a 83 (bismuto) são radioactivos*. A radioactividade actual da Terra inclui os *radionuclidos primordiais*, com períodos muito longos para poderem ter sobrevivido desde a criação da Terra, os *radionuclidos secundários* provenientes do *decaimento radioactivo* dos anteriores e os *radionuclidos cosmogénicos*, formados por interacção da radiação cósmica com a atmosfera terrestre.

2. Radioactividade

Muitos nuclidos, naturais ou artificiais, são instáveis porque possuem no seu núcleo excesso de protões ou de neutrões, relativamente à faixa de estabilidade nuclear. Estes núcleos instáveis tendem a tornar-se estáveis rearranjando o número de protões e neutrões, de modo a adquirirem uma razão neutrão protão mais estável. Espontaneamente, alteram, a sua composição com emissão de partículas – sofrem uma desintegração ou decaimento nuclear. Um isótopo que sofre um decaimento radioactivo é chamado *radioisótopo*. Ao contrário dos processos químicos que têm lugar entre os electrões dos átomos e, que, por isso, podem ser afectados por causas externas (temperatura, pressão, etc.), não há meio conhecido de aumentar ou diminuir a taxa de decaimento radioactivo. Há três parâmetros que caracterizam o radionuclido: o tipo de radiação emitida, a sua energia e a taxa de decaimento (período). A *radioactividade* que se observa em nuclidos existentes na natureza é a *radioactividade natural*. Pelo contrário, a *radioactividade artificial* é a que

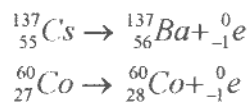
se observa em nuclidos produzidos pelo homem. Ambos os tipos de radioactividade obedecem às mesmas leis.

Se a instabilidade for devida a um excesso de neutrões, um neutrão tende a transformar-se num protão (que fica retido no núcleo) e num electrão que é emitido como uma partícula β^- . Pode representar-se esta transformação de uma forma simplificada através da equação:

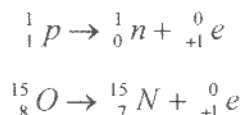


Nestas condições, o número atómico aumenta de uma unidade, enquanto que o número de massa se mantém constante.

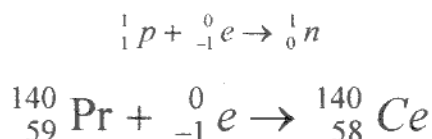
Exemplos de desintegração β^- :



Se houver excesso de protões pode um protão transformar-se num neutrão (que fica retido no núcleo) e num *electrão positivo* ou *positrão* (partícula β^+)². Neste caso, o número atómico diminui de uma unidade, permanecendo inalterado o número de massa. Um exemplo é o decaimento do ${}^{15}_8\text{O}$:



Um processo competitivo com a desintegração β^+ é a captura pelo núcleo de um electrão de uma camada interna (*captura electrónica, CE*). Um exemplo é o ${}^{140}_{59}\text{Pr}$:



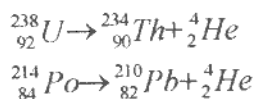
Em 42% dos casos o ${}^{140}_{59}\text{Pr}$ desintegra-se por CE e em 58% por emissão de um positrão. Na captura electrónica há emissão de raios X característicos devido a rearranjo do cortejo electrónico.

Se há excesso de neutrões e protões – o que pode acontecer em nuclidos pesados –, o nuclido tende a deslocar-se para a região de estabilidade emitindo uma *partícula alfa*,

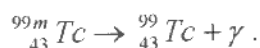
¹ Por razões históricas, ao electrão emitido na desintegração de um núcleo, chama-se partícula *beta*.

² O positrão distingue-se do electrão negativo por ter carga eléctrica positiva. É a antipartícula do electrão.

constituída por dois prótons e dois neutrões. O número atómico vem diminuído de duas unidades e o número de massa de quatro unidades. São exemplos o ${}_{92}^{238}U$ e o ${}_{84}^{214}Po$:



Um núcleo pode ainda estar num estado excitado (meta-estável) e ceder a sua energia por emissão de radiação gama. A este processo chama-se transição isomérica. Um exemplo é a desintegração do ${}_{43}^{99m}Tc$:



Na Tabela 1 apresentam-se propriedades das radiações emitidas no decaimento radioactivo.

Tabela 1. - Propriedades das radiações emitidas no decaimento radioactivo

Nome	Símbolo	Alcance	Protecção necessária
Partícula alfa	α	Pequeno	nenhuma
Partícula beta	β	Moderado	Material de baixa densidade (plástico, alumínio)
Radiação gama	γ	Longo	Material de elevada densidade (chumbo)

A *actividade* (ou *radioactividade*) de uma substância radioactiva é medida pela taxa ou débito de desintegração por unidade de tempo, isto é, o número de núcleos que se desintegram por unidade de tempo.

No Sistema Internacional, a unidade de actividade é o *becquerel*, *Bq*, que corresponde a uma desintegração por segundo:

$$1 \text{ Bq} = 1 \text{ desint s}^{-1}$$

A unidade tradicional de actividade é o *curie* (*Ci*): $1 \text{ Ci} = 3,7 \times 10^{10} \text{ Bq}$.

O decaimento radioactivo tem uma natureza estatística: cada núcleo de uma amostra radioactiva tem uma determinada probabilidade de se desintegrar num certo intervalo de tempo, mas não é possível saber, *à priori*, se um dado núcleo vai realmente decair nesse intervalo de tempo.

Para um determinado nuclido, a probabilidade de decaimento de um núcleo por unidade de tempo é constante, independente do tempo, do número de átomos presentes e da composição química em que se encontra o elemento, da pressão e da temperatura. A essa constante dá-se o nome de *constante de desintegração*, λ .

A actividade, $A(t)$, de uma amostra que contém, num dado instante t , $N(t)$ núcleos radioactivos, é dada por:

$$A(t) = \lambda N(t).$$

Pode mostrar-se que o número de átomos radioactivos (e a actividade) varia no tempo de acordo com a lei exponencial:

$$N(t) = N_0 e^{-\lambda t} \quad A(t) = A_0 e^{-\lambda t}$$

em que N_0 é o numero de átomos radioactivos no instante inicial³. O número de átomos, ΔN , que se desintegram durante o tempo t , é dado por:

$$\Delta N = N_0 - N_0 e^{-\lambda t} = N_0(1 - e^{-\lambda t}).$$

Chama-se *período de semidesintegração, período* ou *semi-vida*, T , ao tempo necessário para que o número de núcleos radioactivos se reduza a metade. Mostra-se que:

$$T = \frac{\ln 2}{\lambda} = \frac{0,693}{\lambda}.$$

O período pode variar de uma fracção de segundo até milhares de milhões de anos.

3. Interacção da radiação com a matéria

A descoberta da radioactividade e das radiações produzidas, quer pelos núcleos radioactivos quer por instrumentos desenvolvidos com essa finalidade, tais como aparelhos de raios X, aceleradores de partículas e reactores nucleares, abriu à humanidade um novo e vasto campo de aplicações com benefícios inegáveis, na medicina, na indústria, na agricultura e nos serviços, e, por outro lado, um novo risco para a saúde. Para maximizar a utilização das radiações em proveito do homem e reduzir os seus efeitos maléficos é necessário compreender o modo como as radiações interactivam com os materiais.

Na Tabela 2 apresentam-se algumas propriedades das radiações que vão ser estudadas.

Tabela 2. - Algumas propriedades das radiações

Nome	Símbolo	Massa (u)	Carga	Observações
Electrão	e^- , β	$5,49 \times 10^{-4}$	-1	
Neutrão	n	1,0087	0	instável quando livre
Protão	p	1,0073	+1	núcleo de ^1H
Partícula alfa	α	4,0026	2	núcleo de ^4He
Radiação γ , raios X	γ , raios X	0	0	Electromagnética

u = 1/12 da massa do átomo de ^{12}C

³ $e = 2,7183$ é a base dos logaritmos neperianos.

Na sua passagem através da matéria, estas radiações podem interagir com o cortejo electrónico dos átomos (produzindo *ionização e excitação atómicas*) ou com o núcleo atómico (originando *reações nucleares*). Nestas reações são produzidas partículas carregadas que, por sua vez, produzem ionizações ao longo do seu percurso.

Assim, entende-se por radiação ionizante aquela que pode, directa ou indirectamente, ionizar os átomos da matéria que atravessa. Na ionização, um ou mais electrões são arrancados do átomo que fica com uma carga positiva (*ião positivo*). As partículas com carga eléctrica, como os electrões, prótons e partículas α , produzem directamente ionizações. As partículas não carregadas, como a radiação (*ou fóton*) X e γ e os neutrões produzem indirectamente a ionização. Como se verá mais adiante, na interacção de um fóton γ com um átomo é libertado um electrão com elevada energia cinética. Este electrão vai ser responsável pelas sucessivas ionizações no meio. Os neutrões não são afectados pelo campo eléctrico do cortejo electrónico nem do núcleo, produzindo reações nucleares em que os produtos são positivamente carregados e originam as ionizações.

A radiação pode, porém, não ter energia suficiente para libertar um electrão do átomo; no processo de interacção, um electrão pode passar para um estado de maior energia, ficando o átomo excitado – *excitação atómica*. O átomo regressa, depois, ao estado fundamental, emitindo radiação electromagnética, nomeadamente raios X .

O tipo de interacção é determinado pelas propriedades da radiação envolvida, designadamente, a carga eléctrica e a massa. As interacções ou colisões entre todos os tipos de partículas, carregadas ou não, são governadas pelas leis de conservação de energia, do momento linear e da carga eléctrica.

3.1 - Interacção de partículas carregadas

A interacção de uma partícula carregada é um fenómeno complexo, podendo ocorrer diferentes acontecimentos. Em primeiro lugar, uma vez que a partícula exerce uma interacção electromagnética sobre os electrões atómicos, um ou mais desses electrões podem ser colocados em estados de maior energia (*excitação*) ou serem arrancados (*ionização*) ficando o átomo ionizado. Em segundo lugar, a partícula pode atravessar a nuvem electrónica e ser elasticamente dispersa pelo núcleo (*dispersão de Rutherford*). Em certas circunstâncias (*interacção com núcleos leves ou com partículas muito energéticas*) podem produzir-se reações nucleares. Quando uma partícula carregada se aproxima de um núcleo, pode sofrer grandes variações na

sua velocidade e radiar energia electromagnética. É a radiação de *Bremsstrahlung* (travagem). Como a intensidade da radiação é inversamente proporcional à massa, este fenómeno é importante na interacção de electrões energéticos com elementos de elevado número atómico. A radiação de *Bremsstrahlung*, produzida pelo impacto de um feixe intenso de electrões num alvo metálico, fornece o espectro contínuo de raios-X, descoberto por Röntgen. A radiação X produzida nos aceleradores lineares de electrões é, também, devida a este mecanismo. Podem resumir-se os mecanismos de interacção destas partículas, do seguinte modo:

- *Dispersão pelos electrões atómicos* (excitação ou ionização atómicas);
- *Dispersão elástica pelo núcleo atómico*;
- *Reacções nucleares*;
- *Radiação de Bremsstrahlung*;
- *Radiação de Cerenkov*.

Regra geral, embora importantes em estudos de física nuclear, os quatro últimos processos são de reduzida importância na absorção das partículas carregadas pesadas pela matéria, em face da ionização e excitação. Com efeito, o mecanismo dominante na perda de energia e absorção de partículas carregadas ao atravessarem um meio material é a dispersão electrostática pelos electrões atómicos. Como a energia necessária para excitar os electrões para níveis mais elevados ou para os remover do átomo é muito pequena comparada com a energia da partícula incidente, podem considerar-se estas colisões como elásticas.

Por isso, é usual descrever-se a interacção das partículas carregadas em termos da *ionização específica* e do *poder de paragem*.

A *ionização específica* define-se como o número de pares de iões produzidos por unidade de percurso da partícula no meio. Por sua vez, o *poder de paragem* é dado pela taxa de perda de energia por unidade de percurso.

À medida que vão originando ionizações, as partículas carregadas perdem energia. Em média, para criar um par de iões são dispendidos cerca de 35 eV. No final, as partículas recolhem do meio os electrões necessários para neutralizarem a carga do núcleo. As partículas β^- após perderem a energia cinética inserem-se no “mar de electrões” livres da matéria; as partículas β^+ aniquilam-se, por combinação com electrões livres, originando dois fotões (*de energia, $m_0c^2=511 keV$*) que são emitidos em sentidos opostos.

À distância percorrida pela partícula no meio até ser absorvida chama-se *alcance*. O alcance depende da massa, carga eléctrica e energia da partícula e da natureza do meio onde se desloca. Quanto maior for a ionização específica, menor é o alcance e *vice-versa*.

3.1.1. Interacção de partículas alfa

As partículas α são emitidas pelo núcleo com uma energia bem definida, característica do nuclido emissor, têm uma massa muito grande em relação à massa do electrão (cerca de 7 500 vezes maior) e uma carga eléctrica quatro vezes superior. Por isso têm uma elevada ionização específica. São pouco deflectidas pelos electrões. Deslocam-se, assim, em trajectórias aproximadamente rectilíneas. À medida que a partícula α se modera, aumenta a probabilidade de captura de electrões, transformando-se num átomo de hélio.

A extracção dos electrões pela partícula incidente constitui a ionização primária: os electrões assim produzidos (chamados raios δ) produzem novas ionizações (*ionização secundária*).

Note-se que a energia máxima transmitida a um electrão por uma partícula α de 5 MeV (energia típica no decaimento radioactivo) é da ordem de 2,7 keV. Deste facto podem tirar-se as seguintes conclusões:

1. São necessários milhares de colisões para a partícula α perder toda a sua energia;
2. Numa colisão entre uma partícula pesada e um electrão, a partícula carregada é deflectida segundo um ângulo muito pequeno;
3. Dado o alcance infinito do campo electrostático, a partícula interactua simultaneamente com muitos electrões e deste modo perde energia gradual e continuamente. Após percorrer certa distância, perdeu toda a sua energia e capta os electrões necessários para ficar uma partícula neutra;
4. Como a energia para ionizar um átomo é da ordem da dezena de eV, os raios δ podem produzir também novas ionizações.

O alcance das partículas α é uma função crescente da energia inicial. A Tabela 3 apresenta o alcance das partículas α , no ar, R_α , para diferentes energias.

Tabela3 - Alcance de partículas α no ar seco (pressão normal)

Energia (MeV)	1	2	3	4	5	6	8	10
Alcance (cm)	0,6	1,2	1,8	2,6	3,5	4,6	7,3	10,4

O alcance no ar das partículas α emitidas em processos de desintegração radioactiva ($E_\alpha \approx 5$ MeV) é da ordem de 3,5 cm.

Para outros materiais pode fazer-se uma estimativa do alcance usando a relação:

$$R(\text{cm}) = 3,2 \times 10^{-4} \frac{\sqrt{A}}{\rho} R_a(\text{cm})$$

No caso de um composto ou mistura \sqrt{A} deve ser substituído por:

$$\sqrt{A} = \sum \omega_i \sqrt{A_i}$$

em que ω_i é a fracção de átomos i , de massa atómica A_i .

O alcance das partículas α de 5 MeV no alumínio é somente 0,0022 cm. A maioria das partículas α são paradas numa folha de papel; são também absorvidas na parte exterior da pele. Deste modo, a protecção contra a radiação α emitida por fontes exteriores ao corpo não causa problemas. No entanto a ingestão ou inalação de um emissor α pode provocar sérios problemas.

3.1.2 - Interação de protões

Os protões interagem com a matéria de um modo semelhante às partículas α . No entanto, como a massa do protão é cerca de quatro vezes menor e a carga eléctrica é duas vezes menor, a ionização específica é menor e o alcance num material é maior.

Na Tabela 4 são apresentados os alcances dos protões no ar seco em condições normais de pressão e temperatura.

Tabela 4 - Alcance de protões no ar a ptn

Energia (MeV)	1	2	5	10	20
Alcance (cm)	3	8	36	120	8 000

3.1.3 - Interação de partículas beta

Os electrões (β^- e β^+), interactuam através da dispersão electrostática com os electrões atómicos. Há, contudo algumas diferenças importantes relativamente à interacção de partículas pesadas: (1) os electrões, nomeadamente os emitidos no decaimento β deslocam-se a velocidades relativistas; (2) os electrões sofrem grandes deflexões em colisões com outros electrões e têm por isso trajectórias em zig-zag. O alcance (distância linear de penetração, medida paralelamente à direcção inicial) é muito diferente do comprimento do percurso do electrão no meio; (3) numa colisão frontal com outro electrão, o electrão pode transferir toda a

energia cinética; (4) em virtude do electrão poder sofrer variações rápidas na direcção e no valor da velocidade, está sujeito a grandes acelerações e, por isso, radiar energia de *Bremsstrahlung*.

A taxa de perda de energia decresce com a energia e passa por um mínimo em cerca de 1 MeV; para valores superiores aumenta ligeiramente com o $\ln E$.

O espectro de emissão das partículas β é contínuo, entre zero e a energia máxima, E_m , característica do emissor. A atenuação da radiação β num meio segue uma lei exponencial:

$$I = I_0 \times e^{-\mu x} = I_0 \times e^{-\left(\frac{\mu}{\rho}\right)(x\rho)} = I_0 \times e^{-\mu_m d_m}$$

em que I e I_0 são a intensidade do feixe de radiação β após e antes de atravessar o meio de espessura x , μ o *coeficiente linear de atenuação*, μ_m ($\mu_m = \mu/\rho$) o *coeficiente mássico de atenuação* e d_m ($d_m = x \times \rho$) a espessura medida em unidade de massa por unidade superfície.

O coeficiente mássico de atenuação depende ligeiramente da natureza do material absorvente e é dado pela expressão aproximada:

$$\mu_m = \frac{17}{E_m^{1,14}},$$

em que E_m é a energia máxima do espectro, em MeV.

O alcance de electrões, expresso em g/cm^2 , é praticamente independente do número atómico do absorvente. O alcance está relacionado com a energia máxima do espectro, expressa em MeV, pelas relações:

$$\begin{aligned} R &= 0,407(E_m)^{1,38} & 0,15 < E_m < 0,8 \text{ MeV} \\ R &= 0,542E_m - 0,133 & 0,8 < E_m < 3 \text{ MeV} \end{aligned}$$

3.2 - Interação da radiação gama

Embora o termo *radiação γ* seja, por razões históricas, reservado para a radiação electromagnética emitida pelo núcleo e o termo *raios X* seja usado para as radiações emitidas em transições electrónicas dos átomos, as propriedades destes dois tipos de radiação são as mesmas, não havendo diferenças nos mecanismos de interacção com a matéria.

A radiação gama pode interactuar com a matéria de vários modos. No entanto, na prática, somente três processos necessitam de ser considerados. São eles o *efeito fotoeléctrico*, o *efeito Compton* e a *produção de pares*.

O efeito fotoeléctrico é a principal contribuição para a absorção da radiação gama na região das baixas energias. À medida que aumenta a energia da radiação, o

efeito Compton substitui o efeito fotoelétrico como principal interação. Para energias mais elevadas torna-se predominante a produção de pares.

3.2.1 - Efeito fotoelétrico

No efeito fotoelétrico, o fóton γ interaccua com o átomo como um todo. O fóton é absorvido e é emitido um electrão (*fotoelectrão*) do átomo. A energia cinética do fotoelectrão, E_e , é igual à diferença entre a energia do fóton, E_γ , e a energia de ligação do electrão no átomo, isto é, a energia de ionização, E_i , para esse electrão:

$$E_e = \frac{1}{2} m_e v_e^2 = E_\gamma - E_i = h\nu - E_i,$$

sendo m_e e v_e , respectivamente, a massa e a velocidade do electrão, h a constante de Planck e ν a frequência da radiação. Só há efeito fotoelétrico quando o fóton tem energia superior à energia de ionização.

A emissão de um electrão de uma camada interna do átomo deixa uma lacuna na estrutura, que é posteriormente preenchida por uma transição de um electrão de uma órbita mais externa, com a consequente emissão de raios X característicos.

Os fotoelectrões vão interaccuar com a matéria de uma forma análoga à das partículas β , produzindo a ionização ou excitação de vários átomos.

A probabilidade de interacção (*secção eficaz*) do efeito fotoelétrico diminui muito rapidamente com a *energia* e aumenta com o *número atómico*, sendo, por isso, o efeito fotoelétrico mais eficaz nos átomos pesados do que nos leves.

3.2.2 - Efeito Compton

O efeito Compton é o resultado dum choque elástico de um fóton com um electrão livre ou pouco ligado ao átomo (energia do fóton muito maior que a energia de ionização). O fóton de energia E_γ é disperso segundo um ângulo ϕ com energia E'_γ e o electrão é emitido segundo uma ângulo θ , com uma energia cinética E_e (Fig. 1).

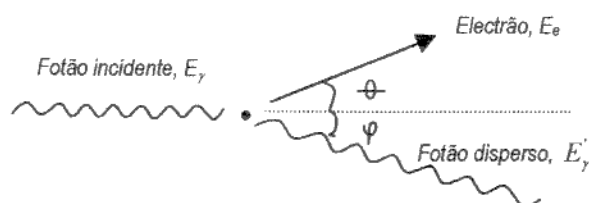


Fig. 1 – Efeito Compton

A secção eficaz Compton é proporcional ao número atómico do elemento e inversamente proporcional à energia (para $E_\gamma \gg m_0c^2$).

De um ponto de vista prático, o efeito Compton é a causa de muitas dificuldades no cálculo de blindagens para protecção contra a radiação gama; com efeito, o fóton não é completamente absorvido, sendo reemitido um novo com energia inferior.

3.2.3 - Produção de pares

No processo de produção de pares, o fóton interacciona com o campo eléctrico do núcleo atómico, sendo absorvido e criando-se um par *electrão-positrão*. Visto que a energia em repouso dos dois electrões é $2m_0c^2 = 1,02 \text{ MeV}$, este efeito só se pode verificar quando $E_\gamma > 1,02 \text{ MeV}$ (*limiar para a produção de pares*). Para cima deste valor, a secção eficaz cresce monotonicamente com a energia do fóton e com o número atómico do elemento. A energia cinética do par electrão-positrão é igual a $E_\gamma - 1,02$. Uma vez formados, os electrões deslocam-se no meio de modo semelhante às partículas β . Quando o positrão perder toda a energia, associa-se com um electrão, produzindo-se dois fótons, que se propagam em sentidos opostos, com energia $E_\gamma = 0,511 \text{ MeV}$, cada (*radiação de aniquilação*).

3.2.4 - Ionização e excitação dos átomos

Como se viu anteriormente, os três processos de interacção da radiação gama conduzem à libertação de electrões energéticos que se movem no meio de forma análoga à das partículas β , produzindo a ionização e excitação dos átomos. Por isso, a radiação gama é *indirectamente ionizante*.

3.2.5 - Coeficientes de atenuação

A secção eficaz microscópica por átomo para a interacção da radiação gama é a soma das secções eficazes fotoeléctrica, σ_f , Compton, σ_C e de produção de pares, σ_p :

$$\sigma = \sigma_f + \sigma_C + \sigma_p$$

Define-se a *secção eficaz macroscópica* multiplicando σ pelo número de átomos por centímetro cúbico. Por razões históricas, a esta secção eficaz macroscópica chama-se *coeficiente linear de atenuação*, μ :

$$\mu = N\sigma = \mu_f + \mu_C + \mu_p$$

O coeficiente linear de atenuação tem as dimensões de L^{-1} (em geral é expresso em cm^{-1}).

Define-se o *coeficiente mássico de atenuação*, μ_m , dividindo μ pela massa específica ρ :

$$\mu_m = \frac{\mu}{\rho} = \frac{\mu_f}{\rho} + \frac{\mu_C}{\rho} + \frac{\mu_p}{\rho}$$

Em geral exprime-se o coeficiente mássico de atenuação em cm^2g^{-1} .

A Fig. 2 representa o coeficiente mássico de atenuação do chumbo e do alumínio. As componentes fotoeléctrica e Compton decrescem com a energia, ao contrário da produção de pares que aumenta a partir de $1,02 \text{ MeV}$. Para estes elementos há um mínimo de μ_m para uma energia de cerca de $3,5 \text{ MeV}$. Para o chumbo o efeito fotoeléctrico é predominante até $0,5 \text{ MeV}$; entre $0,5$ e 5 MeV é dominante o efeito Compton; acima de 5 MeV sobrepõe-se a produção de pares. Para o alumínio o efeito fotoeléctrico é predominante até 50 keV ; a partir deste valor predomina o efeito Compton (acima de 20 MeV sobrepõe-se a produção de pares).

A Fig. 3 apresenta os coeficientes mássicos de atenuação para a água, carbono, alumínio e ferro. Estes coeficientes entre $0,25$ e 3 MeV são independentes do material.

Em virtude de σ_f e σ_p dependerem mais fortemente de Z que σ_C , a região em que prevalece o efeito Compton é mais extensa para elementos com menor número atómico; por exemplo, para o alumínio, o efeito Compton predomina entre $0,06$ e 15 MeV .

Na região de energia em que o efeito Compton é predominante, o coeficiente mássico de atenuação é, aproximadamente, independente do elemento. Com efeito,

$$\mu_m = \frac{\mu}{\rho} \approx \frac{\mu_C}{\rho} = \frac{N\sigma_C}{\rho} = \frac{\rho N_A \sigma_C}{M\rho} = N_A \frac{Z}{M} \sigma_{eC},$$

em que N_A é o número de Avogadro, M a massa atómica do elemento e σ_{eC} a secção eficaz Compton por electrão ($\sigma_C = Z\sigma_{eC}$). À excepção do hidrogénio e dos elementos pesados $Z/M \sim 0,5$. Isso significa que, nestas condições, o coeficiente mássico de atenuação é aproximadamente o mesmo para todos os elementos, como se mostra na Tabela 5. e Fig. 3.

O coeficiente mássico de um composto ou de uma mistura de elementos é dado por:

$$\frac{\mu}{\rho} = \sum \omega_i \left(\frac{\mu}{\rho} \right)_i$$

em que ω_i é a percentagem do elemento i de coeficiente mássico de atenuação $\left(\frac{\mu}{\rho} \right)_i$.

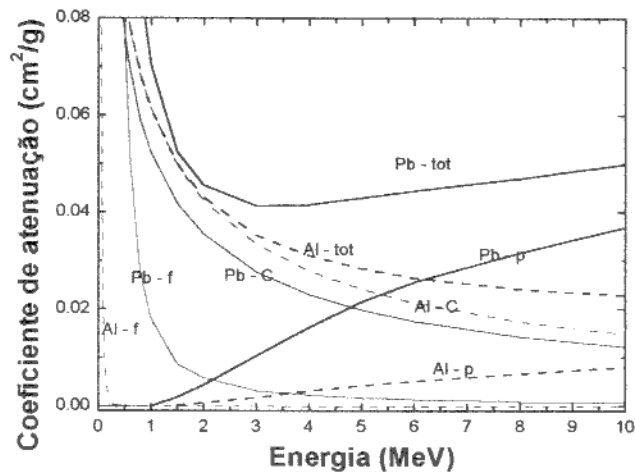


Fig. 2 - Coeficiente de massa de atenuação do chumbo e do alumínio

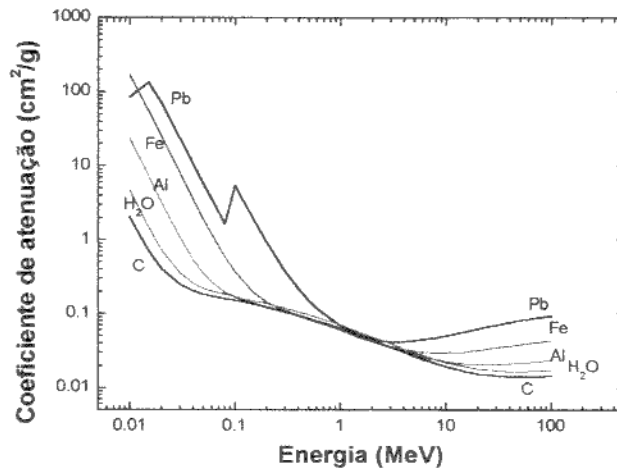


Fig. 3 Coeficiente mássico de atenuação

Tabela 5 - Coeficientes mássicos de absorção de materiais (cm^2g^{-1})

Material	Energia, MeV												
	0,1	0,2	0,4	0,6	0,8	1,0	1,25	1,5	2	3	4	6	10
H	0,295	0,243	0,189	0,160	0,140	0,126	0,113	0,103	0,088	0,069	0,058	0,045	0,032
C	0,149	0,122	0,095	0,080	0,071	0,064	0,057	0,052	0,044	0,036	0,030	0,021	0,019
O	0,151	0,123	0,095	0,081	0,071	0,064	0,057	0,052	0,044	0,036	0,031	0,025	0,021
Na	0,151	0,118	0,091	0,077	0,068	0,061	0,055	0,050	0,043	0,035	0,030	0,025	0,022
Fe	0,364	0,138	0,092	0,076	0,066	0,060	0,053	0,048	0,042	0,036	0,033	0,030	0,029
Cu	0,427	0,147	0,092	0,075	0,065	0,059	0,052	0,048	0,042	0,036	0,033	0,031	0,030
W	4,21	0,339	0,174	0,101	0,076	0,064	0,057	0,049	0,044	0,040	0,040	0,042	0,046
Pb	5,29	0,896	0,208	0,114	0,084	0,068	0,054	0,051	0,046	0,042	0,042	0,044	0,049
U	10,6	1,17	0,259	0,136	0,095	0,076	0,057	0,055	0,048	0,044	0,044	0,045	0,051
Ar	0,151	0,123	0,095	0,080	0,071	0,066	0,062	0,052	0,044	0,036	0,031	0,025	0,020
H ₂ O	0,167	0,136	0,106	0,090	0,079	0,071	0,063	0,058	0,049	0,040	0,034	0,028	0,022
Betão	0,168	0,124	0,095	0,080	0,071	0,064	0,057	0,052	0,044	0,036	0,032	0,027	0,023
Tecido	0,163	0,132	0,100	0,087	0,076	0,068	0,060	0,056	0,048	0,038	0,033	0,028	0,021

3.2.6 - Atenuação de um feixe de radiação gama

Quando um feixe paralelo de radiação gama monoenergética atravessa um material, parte da radiação é absorvida ou dispersa e por isso o *feixe emergente*, que *não sofreu qualquer interacção*, tem uma intensidade menor. A lei que regula esta atenuação é dada por:

$$I = I_0 \times e^{-\mu x} = I_0 \times e^{-\mu m \rho x}$$

em que I é a intensidade do feixe emergente, I_0 a intensidade do feixe incidente, x a espessura do material e ρ a sua massa específica.

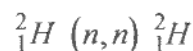
Note-se, porém, que, como no efeito Compton não há absorção do fóton, mas há emissão de um outro com menor energia, o feixe emergente pode conter também alguns destes fótons, pelo que a intensidade final é superior ao da expressão acima referida.

3.3. - Interacção de neutrões

Os neutrões sendo partículas neutras não sofrem a influência da carga eléctrica dos electrões atómicos nem da carga eléctrica nuclear. Como resultado, o neutrão passa através da nuvem electrónica e interage directamente com o núcleo. Grande parte das propriedades das forças nuclear foi estudada através das reacções nucleares com os neutrões.

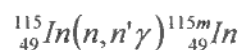
A inexistência de carga eléctrica possibilita que as reacções se dêem mesmo com neutrões de baixas energias - os neutrões térmicos ou lentos. Os neutrões podem originar diferentes tipos de reacções:

- Dispersão elástica. Neste processo o neutrão atinge o núcleo alvo, que em geral está no estado fundamental, e reaparece depois deixando o núcleo também no estado fundamental. Diz-se que o neutrão foi disperso elasticamente pelo núcleo. Na interacção há conservação da energia cinética. Representa-se, simbolicamente, esta reacção por (n,n) :

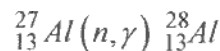


Parte da energia cinética do neutrão foi cedida ao núcleo alvo.

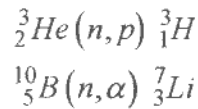
- Dispersão inelástica. Nesta reacção, após a reemissão do neutrão, o núcleo fica num estado excitado. É uma reacção endotérmica. Posteriormente o núcleo decai por emissão de radiação γ . Representa-se por $(n,n'\gamma)$ ou (n,n') :



- Captura radiativa. O neutrão é absorvido pelo núcleo e são emitidos um ou mais fótons. É uma reacção exotérmica, representada por (n, γ) :

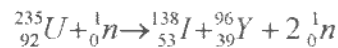


- Emissão de partículas carregadas. É também uma reacção de absorção do neutrão e emissão de um próton ou de uma partícula α . Representa-se por (n, p) ou (n, α) :



Estas reacções podem ser endotérmicas ou exotérmicas.

- Emissão de neutrões. Se o neutrão incidente for altamente energético podem ser emitidos dois ou mais neutrões. São reacções do tipo $(n, 2n)$ ou $(n, 3n)$.
- Cisão. Dá-se só com alguns nuclidos pesados. Os neutrões são absorvidos pelo núcleo que posteriormente se fragmenta em nuclidos de massas aproximadamente iguais. São reacções do tipo (n, f) :



4. Conclusões

As radiações ionizantes ao atravessarem a matéria originam, directa ou indirectamente, a ionização dos átomos. Através deste processo vão cedendo a sua energia cinética aos electrões do meio, que, por sua vez, vão arrancar novos electrões. O resultado final dessas interacções, para além de processos químicos e biológicos que se possam desenvolver, é um aquecimento do meio. À quantidade de energia absorvida por unidade de massa chama-se *dose absorvida*. A dose absorvida depende do tipo de partícula, da sua energia, da intensidade do feixe e do tipo de material.

O conhecimento dos mecanismos de interacção das radiações com a matéria permitiu desenvolver muitas técnicas que contribuíram para o progresso da humanidade. Entre elas podem citar-se as radiografias. Os raios X, atravessando regiões do corpo humano com diferentes densidades são diferentemente absorvidos, produzindo numa película fotográfica uma imagem de objectos opacos à luz.

Índice

<u>1. Introdução</u>	1
<u>2. Radioactividade</u>	2
<u>3. Interacção da radiação com a matéria</u>	5
3.1 Interacção de partículas carregadas	6
3.1.1 Interacção de partículas alfa	8
3.1.2 Interacção de protões	9
3.1.3 Interacção de partículas beta	9
3.2 Interacção da radiação gama	10
3.2.1 Efeito fotoeléctrico	11
3.2.2 Efeito Compton	11
3.2.3 Produção de pares	12
3.2.4 Ionização e excitação dos átomos	12
3.2.5 Coeficientes de atenuação	13
3.2.6 Atenuação de um feixe de radiação gama	15
3.3 Interacção de neutrões	15
<u>4. Conclusões</u>	16

Controlo e Detecção da Radiação

Augusto Oliveira

Novembro 2001

Departamento de Protecção Radiológica e Segurança Nuclear
I n s t i t u t o T e c n o l ó g i c o e N u c l e a r

Índice

1 Introdução 3

2 Tipos de radiação. 3

2.1 Radiação alfa (α). 3

2.2 Radiação beta (β). 3

2.3 Radiação X e γ (gama). 4

2.4 Neutrões. 5

3 Princípios de funcionamento de detectores de radiação. 6

4 Controlo da radiação. 13

4.1 Dose ou débito de dose. 13

4.2 Contaminação superficial. 13

4.3 Contaminação do ar. 14

1 Introdução

Nesta sessão vamos abordar os diferentes tipos de radiação, os diferentes métodos de detecção e a aplicação aos vários tipos de radiação.

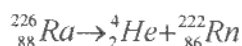
2 Tipos de radiação.

2.1 Radiação alfa (α).

A partícula α é altamente energética e consiste num grupo de 2 protões e 2 neutrões (o núcleo de Hélio, ${}^4\text{He}$).

O núcleo de um determinado elemento ao emitir uma partícula α transforma-se no núcleo de outro elemento com número atómico inferior em duas unidades e com número de massa inferior em 4 unidades.

Exemplo:



O Rádío-226 (${}^{226}_{88}\text{Ra}$) emite uma partícula alfa (${}^4_2\text{He}$) originando o radão.

Do ponto de vista dos efeitos biológicos da radiação α , é importante ter em conta a grande taxa de transferência de energia ao atravessar um material e o consequente pequeno percurso percorrido.

Em geral, a energia das partículas α é da ordem de 3 a 7 MeV, percorrendo apenas alguns centímetros no ar.

Os tecidos e outros materiais mais densos que o ar são praticamente opacos à radiação α .

Uma partícula de 5.3 MeV do ${}^{210}\text{Po}$, por exemplo, percorre cerca de 3.8 cm no ar enquanto que no tecido mole percorre apenas cerca de 0.005 cm. Esta espessura é inferior à camada exterior da pele.

2.2 Radiação beta (β).

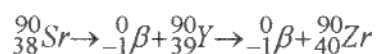
A radiação β é constituída por electrões de grande energia cinética ejectados durante o declínio ou desintegração de certos núcleos.

Na desintegração beta de muitos radionuclidos a radiação γ (que será abordada de seguida) acompanha a emissão de partículas β , designando-se emissores beta-gama, de outro modo são designados emissores beta puros.

A emissão de partículas β resulta na transmutação de um núcleo de um elemento no núcleo de outro elemento, resultando a emissão ou absorção de um electrão.

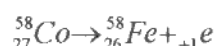
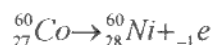
Exemplo:

Estrôncio-90 (^{90}Sr)



É emitido um electrão do núcleo do Estrôncio-90 devido à transformação de um neutrão em um próton aumentando o número atómico de 1 unidade. É originado o Ítrio que por sua vez também é emissor β produzindo-se Zircónio.

Outro exemplo:



O Cobalto-60 por desintegração beta transforma-se em Níquel-60 emitindo um electrão. O Níquel resultante permanece num estado excitado. Na passagem para o estado fundamental é emitido um fotão gama. Esta emissão do fotão é muito utilizada na industria ou medicina.

A energia das partículas β emitidas por um radionuclido distribui-se por um espectro desde quase zero até um máximo característico do radionuclido. Estes máximos variam desde alguns keV até alguns MeV. A energia média, valor útil em protecção contra radiações, é aproximadamente 1/3 da energia máxima.

A distância percorrida num material por uma partícula β aumenta com a energia. No ar, as partículas β de baixa energia percorrem alguns centímetros enquanto para 2 MeV podem percorrer até 7 metros. Podem atravessar lâminas de alumínio com cerca de 1 mm.

Os electrões em resultado da alteração da velocidade ou da direcção podem emitir radiação de travagem (Bremsstrahlung). Esta radiação é do tipo electromagnética. A fracção de radiação assim emitida é pequena para materiais de número atómico pequeno, aumentando com o número atómico. Por isso na protecção contra radiações utilizam-se materiais de número atómico baixo, na prática inferior ao número atómico do alumínio que é 13.

2.3 Radiação X e γ (gama).

As radiações X e γ são fisicamente idênticas, diferindo apenas quanto à sua origem. A radiação γ é produzida no núcleo dos átomos enquanto a radiação X é produzida fora dos núcleo, no cortejo electrónico.

Em termos de protecção contra radiações é indiferente falar de raios X ou raios γ .

Os raios X e raios γ são muito penetrantes percorrendo grandes distâncias no ar. A energia desta radiação é transportada por uma partícula designada fotão à qual está associada uma frequência electromagnética. O fotão é uma partícula especial da fisica completamente diferente das partículas α e β designadamente porque lhe é atribuída uma massa nula e percorre o vazio à velocidade de $300\,000\text{ km s}^{-1}$, independentemente do referencial do observador.

Os raios X e raios γ diferem das ondas de rádio, da luz infravermelha, visível ou ultra-violeta e das micro-ondas apenas no valor da energia a que corresponde uma determinada frequência de radiação electromagnética.

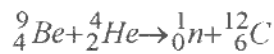
Em relação à interacção dos raios x ou raios γ com a matéria utiliza-se a concepção corpuscular da radiação.

2.4 Neutrões.

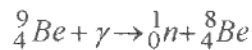
Os neutrões podem ser produzidos através de reacções nucleares originadas na presença de radiação. Alguns nuclídeos não radioactivos como o Berílio emitem neutrões quando são bombardeados por partículas α .

Exemplo:

Berílio-9 (${}^9\text{Be}$).



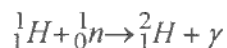
Para a produção de uma fonte de neutrões o berílio é misturado com um emissor α , por exemplo o Americio-241 ou Rádio-226, e a mistura é encapsulada. Os neutrões também podem ser produzidos pela radiação gama



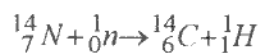
mas desde que a energia da radiação seja superior a 1.66 MeV.

Os neutrões por terem carga eléctrica neutra penetram profundamente na matéria. Podem ser classificados como rápidos para energias cinéticas maiores de 1000 eV ou termicos para energias da ordem de 0.025 eV correspondendo à energia térmica de gases moleculares à temperatura ambiente. Para energias intermédias designam-se lentos ou intermédios.

Os neutrões produzidos em reacções nucleares são sempre rápidos. Ao atravessar a matéria os neutrões rápidos tornam-se térmicos devido às colisões sofridas. Os neutrões térmicos são absorvidos em certos tipos de reacções nucleares, por exemplo com o hidrogénio



e com o azoto



Na primeira reacção é libertada radiação γ com 2.26 MeV e na segunda são libertados protões de 0.6 MeV.

Como os tecidos contêm muito hidrogénio tanto as interacções dos neutrões rápidos como dos térmicos são importantes.

Como a produção do nuclídeo radioactivo ${}^{14}_6\text{C}$ é muito frequente, então depois de uma irradiação de neutrões deve ter-se em conta a radioactividade induzida.

3 Princípios de funcionamento de detectores de radiação.

A detecção da radiação tem por base a capacidade desta produzir ionizações e excitações originando cargas eléctricas que poderão ser detectadas em instrumentos adequados.

Consideremos um feixe de radiação que atravessa uma região entre duas placas metálicas que estão sujeitas a uma diferença de potencial (d.d.p.) criando um campo eléctrico entre elas (figura 4).

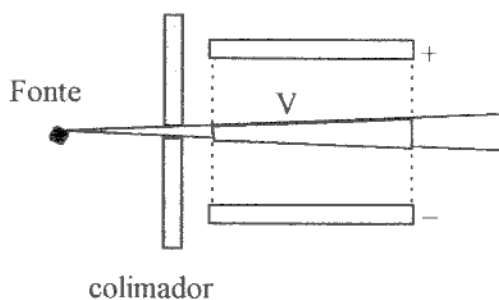


Figura 4 - Esquema simplificado de um detector de radiação composto de duas placas submetidas a uma diferença de potencial eléctrico

Se um fóton penetrar no volume de detecção V , pode provocar ionização originando um par de iões, neste caso um electrão e um ião positivo.

A diferença de potencial entre as placas orienta os electrões e os iões positivos para cada um dos eléctrodos. A dose absorvida devido à radiação ionizante é proporcional à carga eléctrica produzida no gás. Na prática a carga eléctrica colectada nos eléctrodos, dando origem à leitura do aparelho, é menor do que a carga produzida pela radiação, devido à recombinação de alguns iões.

De facto, se a tensão aplicada às placas for pequena (da ordem de dezenas de Volt) os iões movem-se lentamente possibilitando que alguns se recombinem antes de atingirem os eléctrodos. Se a tensão aumentar, os iões adquirem maior velocidade diminuindo a probabilidade da sua recombinação. A partir de um certo valor da tensão a recombinação é desprezável e todos os iões formados no gás atingem os eléctrodos. Toda a carga eléctrica produzida pela radiação é colectada pelo que se refere que o detector atingiu o regime de saturação (figura 5).

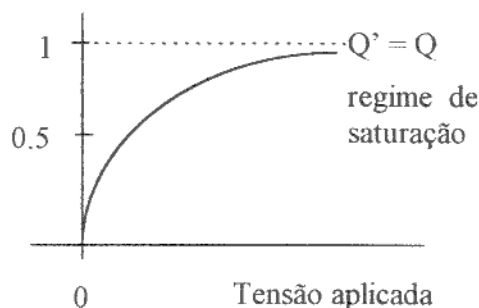


Figura 5 - Gráfico ilustrativo da variação da carga colectada em função da tensão aplicada nas placas.

Na prática não é possível aumentar indefinidamente o potencial para eliminar completamente a recombinação.

Os equipamentos que funcionam no regime de saturação têm a designação *de câmara de ionização*.

Se a d.d.p. aumentar para valores acima dos quais se atinge a saturação os electrões produzidos pela radiação adquirem energia suficiente para ionizarem outros átomos criando novos pares de electrão, ião positivo. Este fenómeno de extra ionização que não é devida directamente à radiação designa-se de multiplicação.

Um simples electrão produzido pela radiação pode fornecer desde centenas a biliões de electrões que são produzidos em avalanche.

Um detector que funcione em regime de multiplicação é *designado contador proporcional*. Trata-se de facto de uma câmara de ionização amplificadora em que a leitura é efectuada em termos do número e da amplitude dos impulsos individuais, em vez da carga eléctrica colectada.

Em geral, cada electrão originado por um fóton inicia apenas uma avalanche. Se a tensão V entre os eléctrodos é mantida constante, a amplificação, isto é, o número de avalanches que dá origem ao impulso eléctrico é proporcional ao número de ionizações iniciais, daí a designação de contadores proporcionais.

A geometria do detector de placas paralelas levanta alguns problemas que não vamos aqui referir, pelo que é substituído por um cilindro metálico que funciona como um dos eléctrodos enquanto o segundo eléctrodo é um fio metálico colocado no eixo longitudinal do cilindro.

Não abordaremos a electrónica associada a este tipo de detectores que basicamente é constituída de pré-amplificadores, amplificadores e dispositivos para tratamento do sinal.

Os contadores proporcionais podem funcionar com tempos de resolução de impulsos da ordem de $1 \mu\text{s}$. Se se pretender medir também a altura do impulso o intervalo de tempo médio entre impulsos deve ser maior ($\sim 100 \mu\text{s}$).

Na figura 6 apresentam-se as regiões de funcionamento em função da tensão aplicada para os detectores de ionização gasosa..

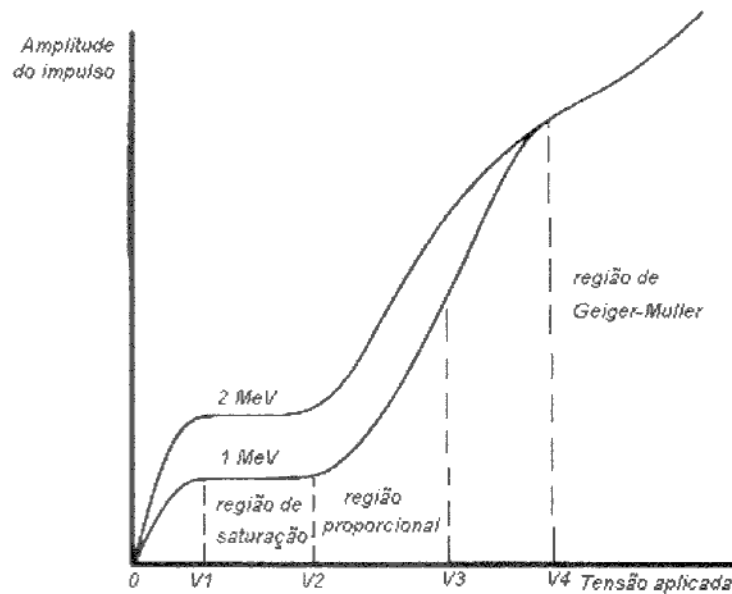


Figura 6 - Regiões de funcionamento de detectores de ionização gasosa.

A curva da figura 6 aumenta rapidamente até ao regime de saturação onde funcionam as câmaras de ionização entre V_1 e V_2 . Acima de V_2 e abaixo de V_3 surge o fenómeno de multiplicação de electrões no gás, onde funcionam os contadores proporcionais. A região entre V_3 e V_4 designa-se de proporcionalidade limitada porque esta deixa de ser constante. Nesta região não se utilizam detectores. Para tensões acima de V_4 a leitura do equipamento não depende mais da ionização e atinge-se o regime de funcionamento dos *detectores de Geiger-Müller*. Para qualquer tensão acima de V_4 (figura 6) os impulsos provenientes da multiplicação no gás são aproximadamente iguais, independentemente da ionização inicial. O mecanismo que origina este efeito descreve-se de seguida.

Numa avalanche criada por um electrão surgem também moléculas de gás excitadas devido à colisão dos electrões. Muito rapidamente estas moléculas regressam ao seu estado fundamental de mais baixa energia emitindo fotões na região do visível e do ultra-violeta. Estes últimos são o elemento chave na propagação da reacção em cadeia de uma descarga de Geiger. Se um destes fotões interage por efeito fotoeléctrico numa outra região do gás, é libertado um novo electrão que produzirá nova avalanche (figura 7).

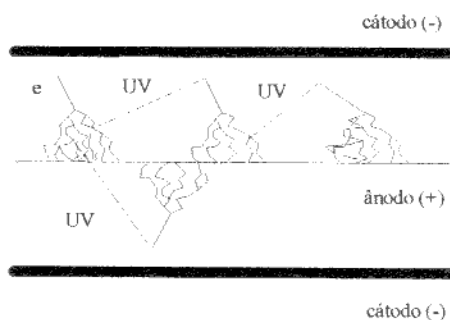


Figura 7 - Mecanismo pelo qual surgem novas avalanches devido a fótons de ultra violeta numa descarga de Geiger.

Através da figura 7 verificamos que a multiplicação numa descarga de Geiger é muito maior do que a multiplicação num contador proporcional. Como o tempo de vida das moléculas que emitem fótons ultra violeta na desexcitação é muito curto e os fótons viajam à velocidade da luz, um electrão livre secundário pode ser criado em qualquer parte do detector praticamente em coincidência com a primeira avalanche. Na descarga de Geiger a amplitude do impulso representa a soma de todas as cargas criadas. Enquanto que num contador proporcional cada avalanche é formada numa posição axial, numa descarga de Geiger a avalanche é de tal ordem que cobre por completo o fio do ânodo, independentemente do local da ionização inicial.

O processo que leva ao fim da descarga de Geiger tem origem nos iões positivos que são criados simultaneamente por cada electrão da avalanche. A mobilidade destes iões é muito menor que a dos electrões livres pelo que permanecem aproximadamente imóveis durante o tempo necessário para colectar os electrões livres da região de multiplicação. Quando a concentração destes iões positivos é suficientemente grande, a sua presença altera a intensidade do campo eléctrico na vizinhança do ânodo (fio metálico). Como os iões têm carga positiva, o campo eléctrico na região entre os iões e o ânodo, positivo, é inferior ao campo na ausência destas cargas. Como a multiplicação necessita de um campo eléctrico acima de um valor mínimo, o acréscimo desta carga positiva provoca o fim da descarga de Geiger. Para uma dada tensão aplicada no detector, a descarga de Geiger terminará sempre do mesmo modo porque é necessária uma dada densidade de iões positivos de modo a reduzir o campo abaixo do mínimo exigido para que a multiplicação aconteça. Portanto as diferentes descargas de Geiger terminam aproximadamente com a mesma carga eléctrica independentemente do número de ionizações produzidas pela radiação ionizante. Todos os impulsos são aproximadamente idênticos e a sua amplitude não fornece informação acerca das propriedades da radiação incidente.

O tempo necessário para uma descarga de Geiger é normalmente de $1 \mu\text{s}$. O acréscimo da carga devido aos iões positivos responsáveis pelo fim da descarga de Geiger tem como consequência que deve decorrer um tempo considerável até que nova descarga possa ser gerada e o detector possa responder à radiação. À medida que os iões positivos se afastam do ânodo central, o campo eléctrico na região de multiplicação regressa ao valor inicial. Existe, portanto, um tempo morto que vai desde o começo de uma descarga Geiger até ao ponto em que é restaurado o campo eléctrico a um valor que permita nova descarga. Este tempo é da ordem de $50\text{-}100 \mu\text{s}$.

Como o detector Geiger-Müller funciona apenas como contador, a sua utilização necessita apenas de condições que possibilitem o registo pelo sistema de contagem. Na prática este ponto de operação é normalmente escolhido numa região designada patamar, numa curva que representa a taxa de contagem em função da tensão aplicada nos eléctrodos, em que o sistema gera contagens a uma taxa constante (figura 8).

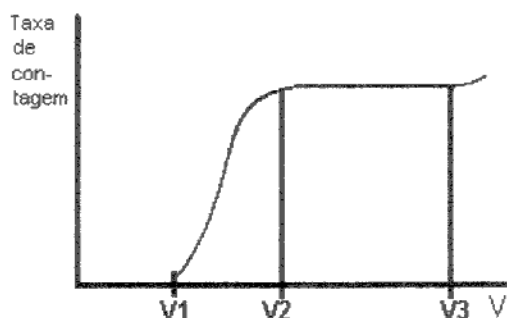


Figura 8 - Variação da taxa de contagem em função da d.d.p. nos eléctrodos de um contador Geiger-Müller.

O detector começa a responder acima de V_1 e aumenta rapidamente a taxa de contagem até V_2 . Entre V_2 e V_3 o sistema tem uma resposta estável que é o patamar de funcionamento do detector. Para uma tensão acima de V_3 o equipamento volta a ter um comportamento não estável podendo porventura ficar danificado. Valores típicos de V_1 e V_2 são 1000 V e 1200 V, respectivamente.

Como vimos a vantagem de um detector de Geiger-Müller é que como o impulso gerado é considerável não necessita de um equipamento de registo muito sensível. A desvantagem é devida ao tempo morto 100-500 μs de seguida a cada impulso gerado por uma partícula.

Está disponível um enorme variedade de contadores G-M. Para radiação beta de baixa energia é necessária uma janela muito fina para aumentar a eficiência. Por outro lado se se pretende medir apenas radiação gama a parede do detector já é muito mais espessa. Estes últimos são mais indicados para medidas de radioactividade onde o principal interesse é a intensidade da radiação e não a dose absorvida. Apesar de a taxa de contagem aumentar com a taxa ou débito de dose, a taxa de contagem por unidade de taxa ou débito de dose varia com a energia da radiação

Em 1899, no decurso dos seus primeiros estudos sobre radioactividade, Becquerel descobriu que algumas radiações como os raios X e os raios catódicos produzem luminescência em certas substâncias. Crookes, em 1903, referia que a luminescência produzida pelas partículas alfa no sulfureto de zinco não era uniforme, mas consistia num grande número de cintilações individualizadas que podiam ser vistas ao microscópio. Alguns anos mais tarde, em 1908, Geiger e Rutherford compararam o número de cintilações produzidas por uma fonte de Rádio-C num alvo de sulfureto de zinco com os impulsos produzidos pela mesma fonte num contador de ionização; obtiveram aproximadamente o mesmo número nos dois casos, o que quer dizer que

cada partícula alfa que provocou um impulso no detector de ionização provocou também uma cintilação no cintilador.

Ao longo dos anos foram-se desenvolvendo quer os cintiladores quer os componentes electrónicos. Um dos principais avanços foi a descoberta de que certos compostos orgânicos no estado sólido ou em solução, assim como alguns sólidos inorgânicos eram transparentes à luz que eles próprios emitiam quando expostos às radiações nucleares, o que permitiu que se passassem a usar cintiladores de volume relativamente grande, aumentando a eficiência. Outro progresso notável foi o aparecimento do fotomultiplicador.

Um detector de cintilação tem assim como principais componentes, o cintilador, no qual a energia dissipada pelas partículas ou radiações é convertida em quanta de luz e o fotomultiplicador, no qual se obtém um impulso eléctrico mensurável, em resposta às cintilações que o atingem. De modo muito esquemático descrever-se-á assim o funcionamento de um destes detectores: as radiações levam as moléculas ou átomos do cintilador a um estado excitado, isto é, de energia mais alta que a que normalmente têm; a energia em excesso, após curto intervalo de tempo, é emitida num comprimento de onda da região do visível, ou vizinho desta. A radiação luminosa assim formada, faz-se entrar no fotomultiplicador, onde por efeito fotoeléctrico, arrancará electrões a um cátodo metálico. Feita a conversão dos quanta de luz em electrões, estes são a seguir acelerados e, quando a sua energia atinge valor suficiente, multiplicados, por meio de um campo eléctrico crescente conseguido com o recurso a eléctrodos intermédios, a potenciais positivos sucessivamente mais elevados e finalmente atingirão o ânodo onde são recolhidos, produzindo um impulso de tensão, que pode medir-se.

Tal como nos detectores de ionização gasosa onde ocorre multiplicação, nos de cintilação a multiplicação conseguida no fotomultiplicador é constante, havendo assim proporcionalidade entre a amplitude do impulso obtido e a energia da radiação que lhe deu origem.

Como já se disse atrás a utilização de substâncias cintiladoras orgânicas foi um importante factor do desenvolvimento deste tipo de detectores. Um dos primeiros cintiladores orgânicos a serem utilizados foi o naftaleno, tendo surgido depois outros como o antraceno. As substâncias orgânicas cintiladoras também podem estar em solução, apresentando neste caso uma menor eficiência, mas eliminando-se assim o problema do crescimento dos cristais puros. Os cintiladores plásticos são outro tipo, que se situa algures entre os cristais e as soluções. Dos sólidos inorgânicos um dos primeiros a ser utilizado foi o iodeto de sódio activado com tálio. Ele é um dos de maior eficiência, mas apresenta um tempo de desexcitação grande, relativamente aos orgânicos. Por outro lado, a sua elevada densidade dá-lhe um elevado poder de paragem para a radiação gama, para a qual ele é, pois, um eficaz detector.

Existem ainda outros tipos de detectores designadamente de estado sólido cuja aplicação e teoria de funcionamento excedem o âmbito deste curso.

Podemos referir ainda a dosimetria por termoluminescência e a dosimetria fotográfica que são dois dos métodos utilizados em dosimetria individual.

Basicamente um dosímetro termoluminescente consiste numa pequena massa (por exemplo de volume $1 \times 1 \times 6 \text{ mm}^3$) de um material que armazena informação resultante da ionização

provocada pela radiação e que submetido posteriormente a um aquecimento emite radiação visível proporcional à dose absorvida no material.

Para um dosímetro fotográfico a dose absorvida está relacionada com o enegrecimento da película fotográfica.

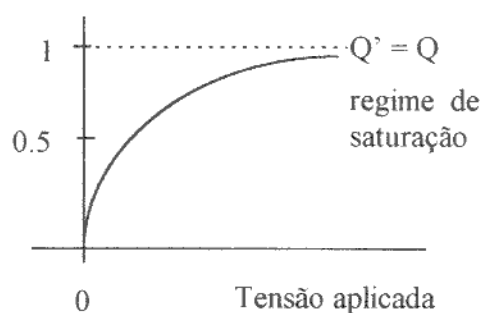


Figura 5 - Gráfico ilustrativo da variação da carga colectada em função da tensão aplicada nas placas.

Na prática não é possível aumentar indefinidamente o potencial para eliminar completamente a recombinação.

Os equipamentos que funcionam no regime de saturação têm a designação *de câmara de ionização*.

Se a d.d.p. aumentar para valores acima dos quais se atinge a saturação os electrões produzidos pela radiação adquirem energia suficiente para ionizarem outros átomos criando novos pares de electrão, ião positivo. Este fenómeno de extra ionização que não é devida directamente à radiação designa-se de multiplicação.

Um simples electrão produzido pela radiação pode fornecer desde centenas a biliões de electrões que são produzidos em avalanche.

Um detector que funcione em regime de multiplicação é *designado contador proporcional*. Trata-se de facto de uma câmara de ionização amplificadora em que a leitura é efectuada em termos do número e da amplitude dos impulsos individuais, em vez da carga eléctrica colectada.

Em geral, cada electrão originado por um fotão inicia apenas uma avalanche. Se a tensão V entre os eléctrodos é mantida constante, a amplificação, isto é, o número de avalanches que dá origem ao impulso eléctrico é proporcional ao número de ionizações iniciais, daí a designação de contadores proporcionais.

A geometria do detector de placas paralelas levanta alguns problemas que não vamos aqui referir, pelo que é substituído por um cilindro metálico que funciona como um dos eléctrodos enquanto o segundo eléctrodo é um fio metálico colocado no eixo longitudinal do cilindro.

Não abordaremos a electrónica associada a este tipo de detectores que basicamente é constituída de pré-amplificadores, amplificadores e dispositivos para tratamento do sinal.

Os contadores proporcionais podem funcionar com tempos de resolução de impulsos da ordem de $1 \mu\text{s}$. Se se pretender medir também a altura do impulso o intervalo de tempo médio entre impulsos deve ser maior ($\sim 100 \mu\text{s}$).

Na figura 6 apresentam-se as regiões de funcionamento em função da tensão aplicada para os detectores de ionização gasosa..

4 Controlo da radiação.

A maior parte das medidas no campo da protecção contra radiações cai dentro das seguintes categorias:

1. Dose ou débito de dose.
2. Contaminação superficial.
3. Contaminação do ar.

4.1 Dose ou débito de dose.

A medida da dose absorvida ou débito de dose é necessária quando há uma irradiação externa de radiação beta, raios X ou gama. A radiação alfa não consegue atravessar a camada exterior da pele.

A dose absorvida é em geral medida com câmaras de ionização que tem a vantagem de a sua leitura ser independente da energia enquanto que a maior desvantagem é que para obter maior sensibilidade é necessário aumentar o volume de detecção.

Muitas destas câmaras são construídas para a radiação gama e têm paredes relativamente espessas não podendo medir radiação beta, enquanto outras são construídas com uma janela muito fina permitindo essas medidas mas também da radiação gama adicionando uma capa mais espessa.

4.2 Contaminação superficial.

As medidas de contaminação de superfícies, isto é, por exemplo actividade por centímetro quadrado são necessárias para avaliar o risco eventualmente presente devido a material radioactivo não selado no chão, bancadas, equipamento, etc.

Em geral utilizam-se contadores Geiger-Müller ou cintiladores para medidas de radiação beta.

Enquanto as câmaras de ionização para medidas de dose vêm com em escalas em mGy/h, por exemplo, os monitores de contaminação vêm em c.p.s. (contagens por segundo).

A medida de contaminação de uma superfície pode-se separar em duas partes, uma fixa, podendo originar uma irradiação externa e uma móvel ou “amovível” apresentando risco de irradiação interna. Para distinguir as duas mede-se a contaminação total e de seguida uma parte da superfície medida é esfregada com papel de filtro transferindo-se a parte do material radioactivo amovível para o papel. Mede-se depois a contaminação no papel de filtro.

O pessoal que utiliza estes equipamentos deve ter ematenção a sensibilidade do equipamento, isto é, as contagens por segundo (c.p.s.) para uma dada actividade ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^2$) e as limitações de cada equipamento.

Deve estar familiarizado com eventuais defeitos do equipamento que podem originar leituras falsas.

4.3 Contaminação do ar.

A radioactividade transportada no ar pode ser devida a partículas em suspensão ou gases. O método de avaliação da contaminação faz-se utilizando, por exemplo, uma bomba especial que obrigue um determinado volume de ar a passar através de um papel de filtro transferindo-se a contaminação para o papel a partir do qual se determina a contaminação presente no volume do ar.

Dosimetria Física das Radiações Ionizantes

Augusto Oliveira

Instituto Tecnológico e Nuclear
Departamento de Protecção Radiológica e Segurança Nuclear

Novembro 2001

“Experiments do not provide physical information. They provide measurements. It is the responsibility of the physicist to DEDUCE physical information from both the measurements and the (supposedly) known behavior of the experimental setting”

Daniel Taupin, 1988, *Probabilities data reduction and error analysis in the physical sciences*, Monographes de Physique, Les Éditions de Physique, France

Índice

1. Introdução	3
2. Definições	3
3. Grandezas para a descrição da interacção da radiação com a matéria.	4
3.1 - Kerma.	4
3.2 - kerma de colisão.	5
3.3 - Dose absorvida.	7
3.4 - Exposição.	8
3.5 - Relação entre kerma e fluência de energia.	9
3.6 - Relação entre kerma de colisão e fluência de energia.	9
3.7 - Não existência de relação directa entre dose absorvida e fluência de energia.	10
3.8 - Factor de conversão (\bar{w}/e).	10
3.9 - Relação entre exposição e kerma de colisão.	10
3.10 - Dose absorvida em condições de equilíbrio de partículas carregadas.	11
4. Grandezas utilizadas em protecção radiológica.	12
5. Fundamentos para a interpretação da leitura de um dosímetro.	12
5.1 - Definição ideal de dosímetro.	12
5.2 - Modelo simples de dosímetro.	13
5.3 - Interpretação da leitura de um dosímetro.	14
6. Equação de sobrevivência.	18
Bibliografia	18

1. Introdução

Na dosimetria de raios X ou γ é de importância fundamental considerar que a energia é depositada através de um processo de dois passos.. Num primeiro passo os fótons transferem a sua energia para electrões atómicos que são arrancados dos átomos. Num segundo passo os electrões dissipam a energia (cinética) ao longo do seu percurso em múltiplas interacções Coulombianas com outros electrões.

A quantidade de energia transferida dos fótons X ou γ para os electrões, por grama de material, designa-se pelas iniciais kerma, cujo significado vem do inglês “kinetic energy released to matter” por unidade de massa. O kerma é uma grandeza que descreve o primeiro passo na absorção de energia pela matéria. O segundo passo, dissipação de energia pelos electrões secundários, é descrito por outra grandeza designada dose absorvida.

Existe ainda uma terceira grandeza, designada exposição que descreve, tal como o kerma, a energia transferida aos electrões, mas para a exposição o meio de referência é sempre o ar, esteja este presente ou não (Attix, 1968). Durante muitos anos foi a única grandeza utilizada na dosimetria das radiações.

Estas grandezas encontram-se bem definidas já há alguns anos. Apresenta-se de seguida uma discussão mais pormenorizada em torno destes conceitos fundamentais em dosimetria das radiações, seguindo-se de perto a abordagem de Attix (1986).

2. Definições

De seguida apresentam-se algumas definições que vão ser úteis mais á frente. Reproduzem-se as definições de ICRU-33 (1980).

Número de partículas - N - é o número de partículas emitidas, transferidas ou recebidas.

Unidade: 1.

Energia radiante - R - é a energia das partículas (excluindo a energia de repouso) emitida, transferida ou recebida.

Unidade: J.

Fluxo de partículas - \dot{N} - é o quociente de dN sobre dt , onde dN é o incremento do número de partículas no intervalo de tempo dt .

$$\dot{N} = \frac{dN}{dt} \quad (1)$$

Unidade: s^{-1} .

Fluência de partículas - Φ - é o quociente de dN por da , onde dN é o número de partículas incidentes numa esfera de área da (a área da deve ser perpendicular a cada direcção da radiação, uma esfera preenche estes requisitos).

$$\Phi = \frac{dN}{da} \quad (2)$$

Unidade: m^{-2} .

Fluência de energia - Ψ - é o quociente de dR sobre da onde dR é a energia radiante incidente numa esfera de secção da .

$$\Psi = \frac{dR}{da} \quad (3)$$

Unidade: $J m^{-2}$.

3. Grandezas para a descrição da interacção da radiação com a matéria.

3.1 - Kerma.

Suponhamos que temos um volume V , onde se faz incidir um feixe de fotões de raios X ou γ . Seja R a energia radiante definida atrás. Antes de qualquer interacção teremos

$(R_{in})_u$ - energia radiante de partículas neutras (fotões) que entram em V , onde se utiliza o índice u da designação inglesa "uncharged".

Uma parte desta energia vai sair do volume V , sem sofrer alteração, que se designa

$(R_{out})_u^{nonr}$ - energia radiante de partículas neutras (fotões) que deixam V . Exclue-se aquela que é originada em perdas radiativas de energia cinética, por partículas electricamente carregadas (electrões), em V .

As perdas radiativas de energia cinética de partículas faz-se essencialmente através de bremsstrahlung (radiação de travagem) e aniquilação de positrões (só significativo para energias da ordem de alguns MeV).

Como a figura 1 ilustra, a energia transferida ao volume é¹

¹ Supomos que as energias não são suficientes para provocar reacções nucleares. Transformações de matéria em energia e vice-versa são muito pouco prováveis. Mas caso isso aconteça, na expressão de balanço de energia teremos de acrescentar um termo $\sum Q$ que descreva essas transformações.

$$\varepsilon_{tr} = (R_{in})_u - (R_{out})_u^{nonr} \quad (4)$$

onde ε_{tr} representa a transferência de energia cinética a partículas carregadas (electrões) no volume finito V , pelos fotões, não importando como e quando é “gasta” essa energia.

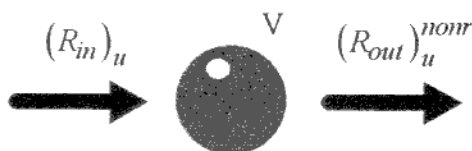


figura 1 - Esquema correspondente ao termo de balanço de energia ε_{tr} , a partir do qual se define kerma.

A energia cinética transferida de uma partícula carregada (electrão) para outra não é tida em conta na equação (4).

Tendo definido ε_{tr} , podemos agora definir kerma, num ponto P do volume V

$$K = \frac{d\varepsilon_{tr}}{dm} \quad (5)$$

onde $d\varepsilon_{tr}$ é o valor esperado da energia transferida, no volume infinitesimal dV , durante um determinado tempo e dm é a massa contida no volume dV .

Kerma é o valor esperado da energia transferida a partículas electricamente carregadas, por unidade de massa, num ponto, incluindo as perdas radiativas de energia, mas excluindo a energia transferida de uma partícula carregada para outra.

A unidade de kerma é o Gray (Gy) e veio substituir uma unidade anterior designada rad.

$$1 \text{ Gy} = 1 \text{ J kg}^{-1} = 100 \text{ rad}$$

3.2 - kerma de colisão.

O kerma, como vimos, consiste na transferência de energia a electrões, por unidade de massa do meio. A energia cinética de um electrão rápido pode ser dissipada através de dois tipos de interacções (Attix, 1979, 1986):

1. Interação de colisão - Interações Coulombianas com electrões atómicos do meio absorvente resultando em dissipação local da energia, através de ionização ou excitação no ou perto do trajecto do electrão.
2. Interações radiativas - Interações radiativas com campos Coulombianos dos núcleos atómicos em que fotões de raios X (bremsstrahlung) são emitidos enquanto o electrão desacelera. São fotões de raios X relativamente penetrantes, comparados com os electrões, que transportam o seu quantum de energia para muito longe do trajecto da partícula carregada.

Portanto o kerma inclui a energia cinética recebida por partículas carregadas que é destinada a ser dissipada pelos electrões em interações de colisão ou radiativas. Podemos dividir K em duas partes

$$K = K_c + K_r \quad (6)$$

onde c se refere a colisão e r a radiativa. K_c diz respeito à energia dissipada em excitação ou ionização na matéria e K_r diz respeito à energia transportada pelos fotões, para longe.

Temos agora um termo a juntar na expressão de balanço de energia

R_u^r - energia radiante emitida como perdas radiativas das partículas carregadas em V , não importando onde a perda radiativa ocorre (bremsstrahlung).

Temos então (figura 2)

$$\varepsilon_{tr}^a = (R_{in})_u - (R_{out})_u^{nonr} - R_u^r = \varepsilon_{tr} - R_u^r \quad (7)$$

onde ε_{tr}^a é a energia absorvida.

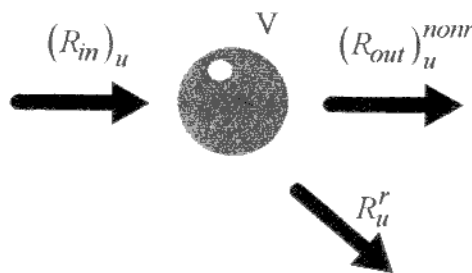


figura 2 - Esquema correspondente ao termo de balanço de energia ε_{tr}^a , a partir do qual se define kerma de colisão.

Estamos em condições de definir kerma de colisão

$$K = \frac{d\varepsilon_{tr}^a}{dm} \quad (8)$$

cuja unidade é o Gy. $d\varepsilon_{tr}^a$ é o valor esperado da energia absorvida no volume infinitesimal dV , durante um certo intervalo de tempo e dm é a massa contida em dV .

Kerma de colisão é o valor esperado da energia absorvida por partículas carregadas (electrões), por unidade de massa, no ponto P, excluindo perdas radiativas de energia e energia transferida de outra partícula carregada.

O kerma radiativo não necessita de definição muito profunda, para os nossos objectivos. Pode escrever-se

$$K = \frac{dR_u^r}{dm} \quad (9)$$

em unidades: Gy.

Resumindo:

ε_{tr} e K incluem perdas radiativas de energia.

ε_{tr}^a e K_c excluem perdas radiativas.

3.3 - Dose absorvida.

Suponhamos um volume V no interior de um material. Como já vimos, os termos ε_{tr} e ε_{tr}^a representam o balanço entre trocas de energia de partículas neutras que entram e saem do volume V . Mas os fôtons de raios X ou γ originam partículas carregadas (electrões) que vão entrar em V e estas porventura podem sair ou provocar radiação de bremsstrahlung (figura 3).

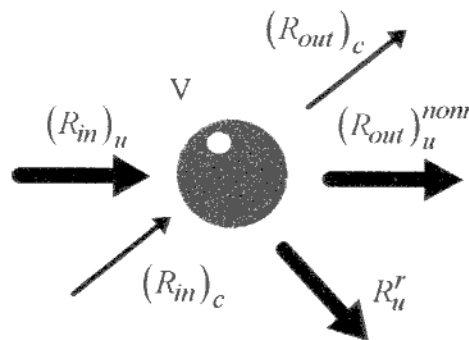


figura 3 - Esquema correspondente ao termo de balanço de energia ε , a partir do qual se define dose absorvida.

Assim temos que a energia depositada (“energy imparted”) pela radiação ionizante na matéria de massa m , num volume finito é dada por

$$\varepsilon = (R_{in})_u - (R_{out})_u + (R_{in})_c - (R_{out})_c \quad (10)$$

onde

$(R_{in})_u$ é a energia radiante de partículas neutras que entram em V .

$(R_{out})_u = [(R_{out})_u^{nomr} + R_u^r]$ é a energia radiante de todas as radiações não carregadas, que deixam V .

$(R_{in})_c$ é a energia radiante de todas as partículas carregadas que entram em V .

$(R_{out})_c$ é a energia radiante das partículas carregadas que abandonam V .

Definimos dose absorvida, num ponto P , em V , através da relação

$$D = \frac{d\varepsilon}{dm} \quad (11)$$

onde $d\varepsilon$ é o valor esperado da energia depositada (“energy imparted”) no volume infinitesimal dV , durante um certo tempo e dm é a massa contida no volume dV . A unidade é o Gy.

Dose Absorvida é o valor esperado da energia depositada (energy imparted) na matéria, por unidade de massa, num ponto.

Ao valor esperado ε designa-se dose integral cuja unidade é o Joule (J).

3.4 - Exposição.

Por convenção define-se exposição só para raios X e γ

$$X = \frac{dQ}{dm} \quad (12)$$

onde dQ é o valor absoluto da carga total dos iões de um só sinal, produzidos no ar quando todos os electrões libertados pelos fotões, no ar de massa dm , são completamente parados no ar. A ionização proveniente de bremsstrahlung emitida pelos electrões não é incluída em dQ . A exposição X é a ionização equivalente ao kerma de colisão K_c , no ar, para raios X e γ . Á frente esclarece-se a afirmação: ionização equivalente.

A unidade de exposição utilizada até há poucos anos é o Roentgen (R) tal que

$$1 \text{ R} = 2.580 \times 10^{-4} \text{ C kg}^{-1}$$

Actualmente adoptou-se a utilização de C kg^{-1}

$$1 \text{ C kg}^{-1} = 3876 \text{ R}$$

3.5 - Relação entre kerma e fluência de energia.

Para fotões monoenergéticos, o kerma no ponto P , relaciona-se com a fluência de energia através do coeficiente mássico de transferência de energia

$$\left(\frac{\mu_{tr}}{\rho} \right)_{E,Z} \quad [\text{m}^2 \text{ kg}^{-1}]$$

onde E se refere à energia e Z ao número atómico,

$$K = \Psi \left(\frac{\mu_{tr}}{\rho} \right)_{E,Z} \quad (13)$$

onde μ_{tr} é o coeficiente linear de transferência de energia, ρ é a densidade do material e Ψ é a fluência de energia no ponto P .

Existindo um espectro de energia, em P , teremos

$$K = \int_{E_{\min}}^{E_{\max}} \Psi(E) \left(\frac{\mu_{tr}}{\rho} \right)_{E,Z} dE \quad (14)$$

em que $\Psi(E)$ é a distribuição diferencial da fluência de energia de fotões.

Estes coeficientes encontram-se tabelados.

3.6 - Relação entre kerma de colisão e fluência de energia.

Pode escrever-se uma relação idêntica ao kerma total para o kerma de colisão

$$K_c = \Psi \left(\frac{\mu_{en}}{\rho} \right)_{E,Z} \quad (15)$$

em que $\left(\frac{\mu_{en}}{\rho} \right)_{E,Z}$ é o coeficiente mássico de absorção de energia. As unidades são idênticas às de kerma total.

Para um espectro pode adaptar-se a equação escrita para o kerma total,

3.7 - Não existência de relação directa entre dose absorvida e fluência de energia.

Para a dose absorvida não é possível escrever uma equação que relacione directamente com a fluência de energia tal como se faz para o kerma. Como a dose absorvida é a energia depositada pelas partículas carregadas, secundárias, esta não está directamente relacionada com a fluência da radiação incidente que é formada por fotões.

3.8 - Factor de conversão (\bar{w}/e) .

Dissemos atrás que a exposição é a ionização equivalente ao kerma de colisão, no ar, para raios X e γ . Importa definir ionização equivalente.

Seja (\bar{w}/e) a energia média dispendida, num gás, por unidade de carga eléctrica formada, em que \bar{w} é a energia média dispendida num gás, por par de iões formados (Attix, 1986).

Actualmente, para o ar, utiliza-se o valor

$$(\bar{w}/e)_{ar} = 33.97 \text{ JC}^{-1} \quad (16)$$

\bar{w} pode ser tomado como constante para cada gás, independentemente da energia do fotão, para raios X e γ acima de alguns keV.

3.9 - Relação entre exposição e kerma de colisão.

A relação entre exposição e fluência de energia é

$$X = \Psi \left(\frac{\mu_{en}}{\rho} \right)_{E,ar} (\bar{w}/e)_{ar}^{-1} = (K_c)_{ar} (\bar{w}/e)_{ar}^{-1} \quad (17)$$

$$X = \frac{(K_c)_{ar}}{33.97} \quad (18)$$

A equação (18) afirma que a exposição é a energia absorvida (ver definição de K_c) multiplicada pelo factor, carga eléctrica produzida por unidade de energia absorvida, o que resulta na carga eléctrica produzida, de acordo com a definição de exposição. A equação (18) pode reescrever-se

$$\frac{d\varepsilon_{tr}^a}{dm} = \frac{dQ}{dm} \left(\frac{\bar{w}}{e} \right) \quad (19)$$

o que permite perceber porque se afirma que a exposição é a ionização equivalente ao kerma no ar, para raios X ou γ . O termo da esquerda representa a energia absorvida, o primeiro termo da direita representa a carga produzida e o segundo termo representa a energia dispendida por unidade de carga formada.

3.10 - Dose absorvida em condições de equilíbrio de partículas carregadas.

Existe Equilíbrio de Partículas Carregadas (EPC) se, para um volume V, cada partícula carregada de uma dada energia que deixa V, entrar outra da mesma carga e energia, em termos de valores esperados.

Para o kerma de colisão temos a expressão (7) e para a dose absorvida a equação (10). Se existe EPC então

$$(R_{in})_c = (R_{out})_c \quad (20)$$

$$\Rightarrow \varepsilon_{tr}^a = \varepsilon \quad (21)$$

$$D = K_c \quad (22)$$

Se o meio absorvente fôr ar, temos

$$D_{ar}[Gy] = (K_c)_{ar}[Gy] = X [Ckg^{-1}] \left(\frac{\bar{w}}{e} \right)_{ar} [JC^{-1}] \quad (23)$$

$$D_{ar}[Gy] = 33.97 X [Ckg^{-1}] \quad (24)$$

mas como $1 R = 2.580 \times 10^{-4} C kg^{-1}$

$$D_{ar}[Gy] = 0.00876 X [R] \quad (25)$$

$$D_{ar}[mGy] = 8.76 X [R] \quad (26)$$

ou

$$1 Gy = 114.16 R \quad (27)$$

$$1 R = 8.76 mGy$$

em que R é a unidade de exposição (em desuso) e Gy é a unidade de kerma e dose absorvida.

4. Grandezas utilizadas em protecção radiológica.

As grandezas utilizadas em protecção radiológica são o equivalente de dose, a dose equivalente e a dose efectiva.

O equivalente de dose é dado por

$$H = DQ \quad (28)$$

onde D é a dose absorvida e Q é designado factor de qualidade. A unidade de H é o Jkg^{-1} mas com o nome especial de Sievert (Sv).

Recentemente por razões radiobiológicas foram introduzidos os conceitos de dose equivalente e dose efectiva ou eficaz. A dose equivalente é dada por

$$H_T = \sum_R w_R D_{T,R} \quad (29)$$

onde $D_{T,R}$ é a dose média absorvida num tecido ou órgão, T , e tipo de radiação, R , e onde w_R é um factor de ponderação da radiação, R .

A dose efectiva ou eficaz é dada por

$$E = \sum_T w_T H_T \quad (30)$$

onde H_T é a dose equivalente e w_T é o factor de ponderação para o tecido.

Tanto a dose equivalente como a dose efectiva são grandezas que se utilizam na protecção radiológica incluindo a avaliação de risco radiológico. Fornecem uma base para estimar a probabilidade de efeitos estocásticos apenas para doses absorvidas abaixo dos limiares dos efeitos determinísticos (ICRP-60, 1990).

5. Fundamentos para a interpretação da leitura de um dosímetro.

5.1 - Definição ideal de dosímetro.

A dosimetria das radiações lida com a medida ou cálculo da dose absorvida ou o débito de dose absorvida resultante da interacção da radiação com a matéria. De modo ainda mais geral pode dizer-se que se refere à determinação (por medida ou cálculo) das grandezas com importância radiológica tal como a exposição, kerma, fluência, equivalente de dose, etc.

A definição geral de dosímetro é a de um dispositivo capaz de efectuar uma leitura, L , que é uma medida da dose absorvida, D_m , depositada no volume sensível, V , de massa m , pela radiação ionizante.

Se a dose não é homogénea no seu volume sensível, V , então a leitura, L , é a medida de determinado valor médio, \bar{D}_m . Idealmente L é proporcional a D_m (figura 1).

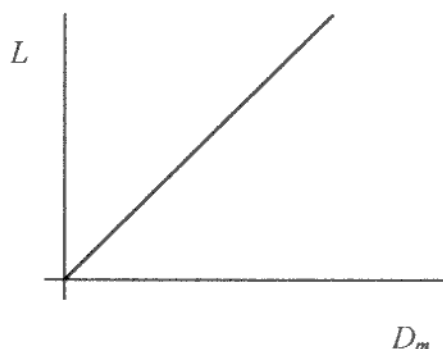


Figura 1 - Curva ideal da leitura de um dosímetro em função da dose absorvida no volume sensível.

Idealmente cada elemento de volume tem a mesma influência no valor de L , caso em que \bar{D}_m é simplesmente a média da dose no volume V . Esta idealização pode não acontecer em alguns dosímetros que apresentam algum tipo de não linearidade de L versus D_m , pelo menos em parte da gama de dose.

Em geral o objectivo último da dosimetria não é a determinação da dose absorvida ou grandeza relacionada no volume sensível do dosímetro mas sim noutro material onde não é possível efectuar medidas directas.

Problema central da dosimetria: O problema central da dosimetria é a interpretação da leitura de um dosímetro em termos da grandeza desejada que, em geral, é mais complicada que o processo de leitura.

Em alguns casos o dosímetro pode ser calibrado directamente em termos da grandeza desejada (por exemplo exposição ou dose absorvida num determinado material), contudo essa calibração é em geral dependente da energia.

5.2 - Modelo simples de dosímetro.

Em geral pode considerar-se um dosímetro constituído por um volume sensível, V , de determinado material, m , de raio r , rodeado por uma parede (ou contentor, cápsula, etc.) de outro material, p , com espessura $t \geq 0$, como se indica na figura 2.

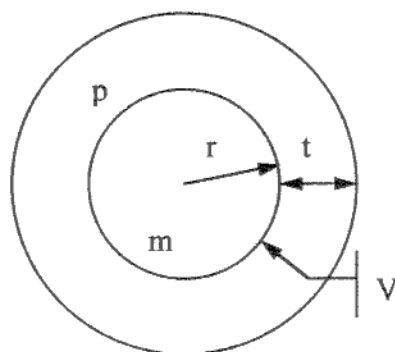


Figura 2 - Representação esquemática de um dosímetro (ver texto).

O volume sensível pode conter um gás, um líquido ou um sólido, como material m .

Foi desenvolvida uma teoria designada por teoria da cavidade que sai fora do âmbito deste curso e que fornece os modos de interpretação da leitura de um dosímetro.

Fora do contexto de um modelo teórico de interpretação da leitura de um dosímetro, esta não tem qualquer significado físico.

5.3 - Interpretação da leitura de um dosímetro.

Como se referiu, a leitura de um dosímetro desligada do contexto de uma teoria física dos fenómenos envolvidos não tem qualquer significado, valendo apenas como uma curiosidade.

De seguida descreve-se de modo simples um modelo de determinação da dose absorvida a partir do número de fótons num ponto de interesse e que fornece um quadro de interpretação da leitura de equipamentos de dosimetria.

Suponhamos uma fonte de radiação pontual, no vazio, da qual permitimos que sejam emitidos N_0 fótons em todas as direcções. Consideremos duas esferas centradas no ponto onde se encontra a fonte de radiação de raios r_1 e r_2 (figura 3).

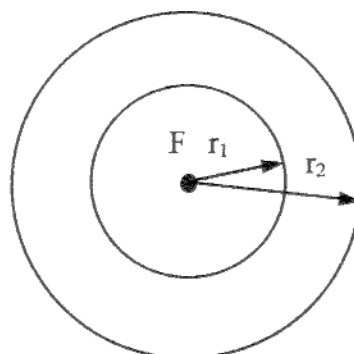


Figura 3 - Fonte pontual em F.

A fluência de fótons, Φ , define-se como sendo o número de fótons por unidade de área. Para qualquer ponto na superfície da esfera de raio r_1 temos

$$\Phi_1 = \frac{N_0}{4\pi r_1^2} \quad (31)$$

e para a esfera de raio r_2 temos

$$\Phi_2 = \frac{N_0}{4\pi r_2^2} \quad (32)$$

onde $4\pi r^2$ é a área da esfera de raio r .

Dividindo as equações (31) e (32) obtemos

$$\frac{\Phi_1}{\Phi_2} = \frac{\frac{N_0}{4\pi r_1^2}}{\frac{N_0}{4\pi r_2^2}} \quad (33)$$

isto é

$$\frac{\Phi_1}{\Phi_2} = \frac{r_2^2}{r_1^2} \quad (34)$$

ou rearranjando os termos

$$\boxed{\Phi_1 r_1^2 = \Phi_2 r_2^2} \quad (35)$$

que é a conhecida lei do inverso do quadrado da distância.

Consideremos o seguinte exemplo: suponhamos que temos uma fonte pontual colocada no ar e que emite fótons de 50 keV.

Como já foi referido, Φ é a fluência de fótons, isto é o número de fótons por unidade de área. Suponhamos que a fluência devida àquela fonte é de 30 bilhões de fótons por m^2 (30 000 000 000 000) que é o mesmo que 30 milhões por mm^2 (30 000 000). Suponhamos ainda que esta é a fluência num determinado ponto de interesse em que queremos determinar a dose absorvida.

Como se sabe

$$1 \text{ eV} = 1.6 \times 10^{-19} \text{ J} \quad (36)$$

pelo que para 1 keV obtemos

$$1 \text{ keV} = 1.6 \times 10^{-19} \times 1000 = 1.6 \times 10^{-16} \text{ J} \quad (37)$$

e para 50 keV

$$50 \text{ keV} = 1.6 \times 10^{-16} \times 50 = 8.0 \times 10^{-15} \text{ J} \quad (38)$$

Como se estabeleceu atrás, cada um dos fotões tem uma energia de 50 keV, portanto para a fluência de fotões indicada temos uma energia de

$$3 \times 10^{13} \times 8 \times 10^{-15} = 0.24 \text{ J m}^{-2} \quad (39)$$

Diz-se então que a fluência de energia, que se designa Ψ é de

$$\Psi = 0.24 \text{ J m}^{-2} \quad (40)$$

Dado um determinado valor da fluência de energia, Ψ , multiplicando pelo coeficiente mássico de absorção de energia, cujo símbolo é $\left(\frac{\mu_{en}}{\rho}\right)$, obtém-se para certas condições, a dose absorvida,

$$D = \Psi \left(\frac{\mu_{en}}{\rho}\right) \quad (41)$$

Este coeficiente define-se para cada valor da energia e para cada material de absorção. O seu valor resulta da utilização de teorias da física atómica e nuclear relativamente aos processos de interacção da radiação com a matéria. Existem tabelas com os valores deste coeficiente em função da energia e do material de absorção. Na tabela 1 apresenta-se um extracto a título de exemplo.

Tabela 1 - Coeficiente mássico de absorção de energia para o ar.

Material de absorção: ar.	
Energia (keV)	$\left(\frac{\mu_{en}}{\rho}\right) (\text{m}^2 \text{ kg}^{-1})$
40	6.694×10^{-3}
50	4.031×10^{-3}
60	3.004×10^{-3}

Regressando ao nosso exemplo de fotões de 50 keV no ar e dada a fluência pela expressão (40), podemos calcular a dose absorvida utilizando a tabela 1. Fica então

$$D = 0.24 \times 4.031 \times 10^{-3} \cong 0.001 \text{ J kg}^{-1} = 1 \text{ mGy} \quad (42)$$

Chegamos assim à conclusão de que uma dose de 1 mGy corresponde a uma fluência de 30 bilhões de fótons por metro quadrado (3×10^{13} fótons m^{-2}) ou 30 milhões por milímetro quadrado.

Apresentou-se um modelo simples de atribuição de um valor de dose absorvida a uma fluência de fótons para um determinado ponto de interesse. Só na presença de um enquadramento teórico é que, uma vez colocado um dosímetro num ponto em que as condições de fluência sejam iguais às do exemplo referido, podemos atribuir significado à leitura experimental. Neste caso a leitura do dosímetro, independentemente da escala existente, corresponderia à dose absorvida de 1 mGy.

* * *

Vamos agora completar o raciocínio que nos levou à equação (35). Esta equação é também válida para a dose absorvida

$$D_1 r_1^2 = D_2 r_2^2 \quad (43)$$

em que D_1 é a dose absorvida num ponto da esfera de raio r_1 e D_2 é a dose absorvida num ponto da esfera de raio r_2 .

Suponhamos que conhecemos a dose a 1 metro de uma fonte de radiação e queremos calcular a dose a outra distância, r , da fonte. Então na equação (43) fazemos

$$\begin{aligned} D_1 &= D_{1\text{metro}} \\ r_1 &= 1\text{ m} \\ D_2 &= D \\ r_2 &= r \end{aligned} \quad (44)$$

Substituindo fica

$$D_{1\text{metro}} \times 1 = D r^2 \quad (45)$$

que resolvendo em ordem a D , fica

$$D = \frac{D_{1\text{metro}}}{r^2} \quad (46)$$

que é outra forma de apresentar a lei do inverso do quadrado da distância.

Se, em vez da dose a 1 metro, conhecermos o débito de dose a 1 metro, isto é, a dose absorvida por unidade de tempo, que designaremos $D'_{1\text{metro}}$, então passa-se a considerar o tempo e fica

$$D = \frac{D'_{1\text{metro}}}{r^2} \times t \quad (47)$$

6. Equação de sobrevivência.

Suponhamos que um feixe de radiação incide num determinado alvo. Se os átomos do alvo estão distribuídos com densidade de n átomos por cm^3 , então numa camada de material de área A e espessura dx , existem $nAdx$ átomos. Cada átomo tem uma secção eficaz σ para que a interacção a ser considerada se dê, pelo que a área total efectiva apresentada ao feixe é $nA\sigma dx$.

Se existem N fotões no feixe incidente, então o número de fotões que interagem na espessura dx do alvo é dado por

$$\frac{\text{partículas que interagem}}{\text{partículas incidentes}} = \frac{\text{secção eficaz}}{\text{área total}}$$

isto é

$$\frac{dN}{N} = -\frac{nA\sigma dx}{A} = -n\sigma dx \quad (48)$$

O sinal (-) indica que os fotões foram retirados do feixe. Integrando-se obtém-se

$$N(x) = N(0) e^{-n\sigma x} \quad (49)$$

onde $N(0)$ é o número de fotões incidentes, $N(x)$ é o número de fotões que sobrevivem no feixe após este atravessar a espessura x do alvo. Definindo $\mu = n\sigma$ fica

$$N(x) = N(0) e^{-\mu x} \quad (50)$$

em que μ é o coeficiente linear de atenuação.

Daqui podemos deduzir uma expressão para o valor da espessura semi redutora (*ESR*). Fazendo $x = \text{ESR}$ e como $N(\text{ESR}) = 1/2$, obtemos

$$\text{ESR} = \frac{\ln 2}{\mu} \quad (51)$$

Bibliografia

- Attix, F. H., 1968, *Basic γ -ray dosimetry*, Health Physics, Vol. 15, 49-56.
- Attix, F. H., 1979, *The partition of kerma to account for bremsstrahlung*, Health Physics, Vol. 36, 347-354.
- Attix, F. H., 1986, *Introduction to radiological physics and radiation dosimetry*, John Wiley & Sons.
- ICRP-60, 1990, *Radiation Protection*, Pergamon Press.
- ICRU-33, 1980, *Radiation quantities and units*, Washington DC.

DA DOSIMETRIA BÁSICA À DOSIMETRIA CLÍNICA EM

RADIOTERAPIA (externa)

Maria do Carmo Lopes - Centro Regional de Oncologia de Coimbra do IPOFG

Introdução

Na área da Medicina, a Radioterapia é sem dúvida a especialidade em que a determinação da dose de radiação (quer seja esta formada por fótons, por neutrões ou por partículas carregadas) se reveste da maior importância já que é a base da acção terapêutica. Isto em contraste com as áreas da Medicina Nuclear ou da Radiologia em que a determinação de dose será decorrente de procedimentos de segurança e protecção para o doente e trabalhadores envolvidos, mas não constitui, em si mesma, o fundamento clínico do tratamento ou exame.

E como falar de dosimetria, ou seja, medição de dose, a uma assembleia constituída por médicos se pode tornar fastidioso, gostaria de começar pela apresentação da motivação do ponto de vista clínico, para a sua necessidade.

Em Radioterapia, o objectivo do tratamento (curativo) é o controlo tumoral, ou seja, a redução do número de células tumorais a um nível em que se consiga um controlo local permanente. Inevitavelmente, porém, e porque os efeitos da radiação não se restringem selectivamente às células tumorais, os tecidos são circunvizinhos serão também afectados.

Na Fig.1 apresentam-se curvas representativas das relações dose-efeito, clinicamente estabelecidos. P_t representa a probabilidade de controlo tumoral e P_n a probabilidade de indução de complicações nos tecidos sãos. São ambas curvas sigmoidais e demonstram aquilo a que costumo chamar o "dilema da Radioterapia" - o aumento da dose é desejável em termos de controlo tumoral mas pode tornar-se insustentável pelos efeitos que provocaria nos tecidos sãos. À separação entre as duas curvas chama-se "razão terapêutica" e existem alguns métodos que a podem fazer variar (aumentar é o desejável, obviamente), como, por exemplo, o fraccionamento da dose.

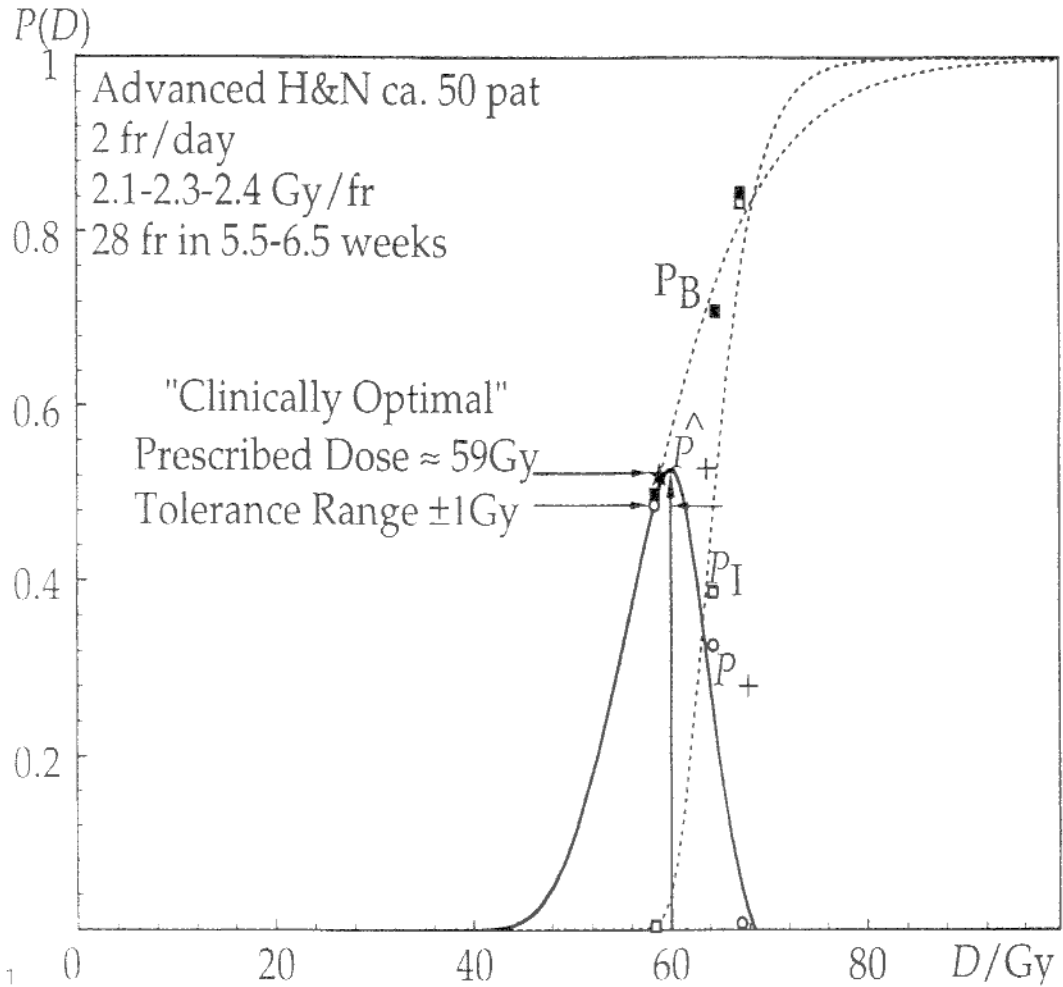


Fig. 1 - Relações dose-efeito estabelecidas clinicamente para tumores avançados da cabeça e pescoço ("*Specification of dose delivery in Radiation Therapy*", Recommendations by the Nordic Association of Clinical Physics, NACP (1994))

A partir das curvas P_B e P_I pode ser estabelecida a curva P_+ cujo máximo representará a probabilidade máxima de cura sem complicações. É uma curva do tipo gaussiana cuja largura representará um limite de tolerância à precisão exigida na determinação da dose. Para tornar clara esta afirmação basta vermos que, neste caso, sendo a dose correspondente ao máximo (P_+ de 59 Gy, para que não se perca, por exemplo, mais de 5% na probabilidade de cura sem complicações, este valor não pode variar mais do que 1 Gy. Ou seja, exige a determinação da dose com erro inferior a 2%, se não se quiserem ver comprometidas as expectativas do tratamento em termos de dose-efeito.

Nem sempre o limite de tolerância será tão apertado. Ele depende dos gradientes das curvas P_B e P_I e patologias há em que, as curvas sendo mais lentamente crescentes, estabelecem níveis mais confortáveis na exigência de precisão na determinação da dose. É, no entanto, internacionalmente reconhecido, nomeadamente pela Internacional Commission for Radiation Units and Measurements (ICRU), o valor de 5% para o erro global admissível em Radioterapia.

Com este quadro de referência, espero que vos tenha motivado para a parte que se segue, ou seja, a apresentação dos procedimentos necessários, em Radioterapia externa, à prossecução deste objectivo - lograr determinar a dose de radiação a ser absorvida num volume-alvo bem definido, com este nível de precisão.

Esta frase tem de ser descodificada e é isso que procuraremos fazer em seguida começando por definir dose absorvida.

Noção de Dose Absorvida

Depois de termos ouvido falar dos efeitos das radiações ionizantes na matéria, podemos concluir que, basicamente, e numa primeira fase, o efeito imediato é a transferência de energia da radiação incidente para os electrões do meio, pondo-os em movimento. São estes electrões que se tornam agentes de subsequentes ionizações e excitações. E é de facto esta a base dos efeitos biológicos da radiação, já que em moléculas que sofrem ionizações ocorrem facilmente rupturas moleculares que originam os radicais livres cuja reactividade química é responsável pelas mutações biológicas ocorridas ao nível celular.

Dose absorvida é a grandeza física que caracteriza os efeitos biológicos significativos produzidos pelas radiações ionizantes. É definida por:

$$D = \frac{d_e}{dm}$$

em que, d_f é a energia média cedida pela radiação ionizante à matéria, num dado elemento de volume de massa dm .

Como qualquer grandeza física, tem associada uma unidade, ou seja, uma escala numérica para a sua especificação, num dado referencial. A unidade correspondente a dose absorvida, no S.I., é o J/kg que tem o nome especial de Gray (Gy):

$$1 \text{ Gy} = 1 \text{ J/kg}$$

um submúltiplo muito usado é o cGy (antigamente chamado rad) que é a centésima parte do gray:

$$1 \text{ Gy} = 100 \text{ cGy}$$

A dose absorvida, desta maneira definida, pode ser especificada em qualquer meio e para qualquer tipo de radiação ionizante.

Calibração do instrumento de medida de dose

Não vou aqui deter-me na fundamentação física da medida de dose, nem dos vários métodos e teorias associados. Eles englobam diversos tipos de suporte dosimétrico - calorímetro, câmara de ionização, filme, diodo, dosímetro termoluminiscente, etc. A especificidade de cada um pode torná-lo preferível em determinadas circunstâncias e para determinado objectivo específico.

O que está em causa, em Radioterapia, é primordialmente, a calibração do feixe de radiação produzido pela máquina usada no tratamento dos doentes.

Existem diversos protocolos internacionais que aconselham e estabelecem um conjunto de normas, procedimentos e passos que conduzem à calibração e à determinação da dose absorvida referente a feixes de radiação usados em Radioterapia. É necessário que quando se fala de 1 Gy absorvido em água, isso tenha um significado preciso e inequívoco, independentemente do local geográfico ou do método usado para a sua medição.

Num hospital, é da competência do físico reunir os conhecimentos e meios materiais necessários que lhe permitam atingir a precisão requerida na determinação de dose absorvida.

É do conhecimento geral que as medidas de qualquer grandeza física se devem reportar a padrões primários. Tais padrões, universalmente aceites, são desenvolvidos e mantidos por laboratórios especializados em padronização e pelo Bureau Internacional de Poids et Mesures (BIPM). Também relativamente às radiações ionizantes os padrões primários para a grandeza "dose absorvida" existem em alguns desses laboratórios.

A IAEA, em coordenação com a WHO criou uma rede dos chamados SSDL (Secondary Standard Dosimetry Laboratories) que, instalados em cada país, têm por objectivo promover a compatibilização de métodos a aplicar na calibração e na dosimetria das radiações para atingir uma uniformidade entre as medidas de dose absorvida, ao nível mundial e estabelecer, por seu intermédio, a ligação Hospital - Padrão Primário.

É pois um passo fundamental e prévio à calibração de um aparelho de Radioterapia o obter um instrumento de medida com a correspondente calibração reportada directa ou indirectamente a um padrão primário.

Da dosimetria básica à dosimetria clínica

É com este pressuposto que vamos então, finalmente, localizar-nos face a um aparelho de Radioterapia cuja função é produzir radiação capaz de tratar uma determinada lesão tumoral.

Vamos pois percorrer o caminho que nos leva da calibração do feixe de radiação produzido, até à determinação da dose a administrar ao volume-alvo. É a este caminho que chamei "**Da dosimetria básica à dosimetria clínica**".

Os dados básicos caracterizadores da distribuição de dose originada por determinado feixe de radiação são usualmente obtidos em água, já que a água se assemelha, em termos de absorção e dispersão da radiação, ao músculo e a outro

tipo de tecidos moles do corpo humano. Outra razão da escolha da água é que ela é um meio facilmente disponível em qualquer parte do mundo e com propriedades reprodutíveis onde quer que seja.

Para além da água usam-se também materiais sólidos de composição próxima da da água (como alguns plásticos) por uma questão de facilidade de manuseamento.

Existem também fantasmas não homogéneos, de grande utilidade em dosimetria, como é o caso dos fantasmas antropomórficos. Um destes, denominado fantoma de Alderson-Rando, tem incorporado um esqueleto humano e contem cavidades correspondentes a alguns órgãos do corpo, como por exemplo, os pulmões. É seccionado transversalmente por forma a permitir a inserção de alguns tipos de meios dosimétricos.

Quando um feixe de radiação incide num paciente, ou num dado fantoma, (de água, ou outro), a dose absorvida vai variando à medida que o feixe penetra em profundidade no material. Esta variação depende de muitos factores:

- tipo de radiação
- energia do feixe
- profundidade
- tamanho do campo
- distância à fonte
- sistema de colimação do feixe
- etc...

Assim, o cálculo da dose num determinado ponto do interior dum paciente envolve considerações sobre todos estes aspectos para além de outros que possam afectar a distribuição de dose em profundidade.

* Um passo essencial no cálculo da dose absorvida é o conhecimento da sua

variação ao longo do eixo central do campo - a chamada **curva de rendimento em profundidade**.

Ao atribuímos o valor 100% ao máximo desta curva, teremos para cada valor de profundidade o correspondente valor relativo de percentagem de dose (o rendimento).

Se colocarmos num mesmo gráfico várias curvas representativas desta variação correspondente a radiações fotónicas de energias diferentes, verificamos que a de maior energia se prolonga, sobrepondo-se às de menor energia. O que quer dizer que feixes mais energéticos têm maior poder de penetração e conseguem debitar maior dose em profundidade.

A zona inicial da curva de rendimento em profundidade apresenta um crescimento até ao máximo - é a chamada **zona de build-up**. Ela é tanto mais extensa quanto mais elevada é a energia da radiação, ou seja, o máximo de dose é atingido a uma maior profundidade sendo menor a dose à superfície. É esta a razão do chamado **efeito de preservação da pele** que é tanto mais acentuado quanto mais elevada é a energia e se torna de grande utilidade quando se pretende administrar uma elevada dose em profundidade sem exceder os limites de tolerância da pele à radiação.

A dose distribui-se tridimensionalmente no meio irradiado. À curva de rendimento em profundidade é pois necessário juntar-se a descrição da variação de dose ao longo de planos perpendiculares ao eixo central, a várias profundidades - representada por **perfis x-y de dose**.

Com estes dados dosimétricos podem então calcular-se as chamadas **isodoses**, que são superfícies (linhas) que unem pontos de igual dose, descrevendo a distribuição volumétrica (ou planar) de dose absorvida no meio.

São curvas de dose relativa, referida a um determinado valor de referência¹.

Todas as curvas de isodose que descrevem uma dada distribuição de dose

Normalmente: **d=dmax** ; **SSD = 100 cm**; campo de 10x10 cm.

são passíveis de sofrer normalizações de acordo com critérios médicos de prescrição de dose (uniformidade, D_{\min} , D_{\max} , etc.).

A calibração de um aparelho de Radioterapia consiste pois na obtenção deste tipo de curvas para cada campo de irradiação, para cada energia, para cada tipo de radiação, para cada acessório modificador do feixe. É um trabalho experimental exaustivo que conduz à obtenção da base de dados dosimétricos característicos de toda e qualquer situação de irradiação - daí o nome de ***dosimetria básica*** para este conjunto de procedimentos.

A calibração é feita usualmente num fantoma de água cúbico, cujas dimensões são muito maiores que as dimensões dos campos de irradiação usados nas situações clínicas. A incidência dá-se normalmente à superfície da água, a uma distância específica do foco da radiação.

Segue-se a transferência dos dados básicos para os chamados sistemas de planeamento computadorizado onde se podem fazer os cálculos das distribuições de dose em situações reais de tratamento - é a fase da ***dosimetria clínica***.

O corpo do doente não é homogéneo nem a sua superfície plana e regular. Por isso, a distribuição de dose poderá diferir significativamente da distribuição standard da calibração. É nos sistemas de planeamento, que incluindo algoritmos de cálculo específicos para cada correcção, se obterão as distribuições de dose correspondentes a cada caso concreto.

A precisão na determinação desta distribuição depende, evidentemente, da disponibilização da informação relevante e precisa relativamente à situação clínica.

Esta informação, nos sistemas actuais, baseia-se nas imagens de TAC que são úteis na fase de planeamento por dois tipos de razões: I) permitem o delineamento do volume-alvo e das estruturas circunvizinhas em relação ao contorno externo do doente; II) fornecem os dados quantitativos (sob a forma de números de Hounsfield ou números CT) cuja conversão em termos de densidade electrónica relativamente à água, permite o cálculo de dose com correcção de heterogeneidade nos vários tecidos.

Existem sistemas de cálculo a duas dimensões que se baseiam numa só imagem de TAC e dão informação da distribuição de dose apenas nesse plano. Há, no entanto, sistemas mais sofisticados que executam cálculos tridimensionais a partir dum conjunto maior ou menor de cortes de TAC que permitem uma reconstrução capaz de ter em conta toda a informação volumétrica disponível.

O objectivo de um tratamento em Radioterapia é administrar a dose prescrita ao volume delineado (chamado volume-alvo). Isto pressupõem, por um lado, que sobre o volume-alvo a dose se distribui de uma forma homogénea e, por outro, que as estruturas circunvizinhas recebem, desejavelmente, níveis inferiores de dose.

Só assim se podem estabelecer relações dose-efeito credíveis (como referimos na Introdução).

Por isso, um tratamento real raramente é feito com um só campo de radiação (excepto em casos de lesões superficiais).

A combinação de dois ou mais campos de radiação é requerido para a obtenção de distribuições de dose aceitáveis, em termos daqueles objectivos.

A composição mais simples é a de dois campos paralelos e opostos que cria uma distribuição de dose bastante homogénea em todo o volume irradiado.

Volumes de dimensões mais reduzidas, rodeados de estruturas a poupar, requerem planeamentos mais elaborados.

Os recursos disponíveis são cada vez em maior número e sofisticação.
Passam por:

- ↘ direcções de incidência;
- ↘ conjugação de energias;
- ↘ composição de tipos de radiação;
- ↘ utilização de bolus;
- ↘ utilização de filtros em cunha;
- ↘ protecções de estruturas;
- ↘ ...
- ↘ IMAGINAÇÃO !

O Futuro

O futuro da Radioterapia assenta em alguns pilares fundamentais. São eles:

- ➔ Desenvolvimento Tecnológico;
- ➔ Imagiologia;
- ➔ Redes Informáticas;
- ➔ Modelos Radiobiológicos;
- ➔ Sistemas de Controlo de Qualidade on-line.

O objectivo comum de qualquer desenvolvimento nesta área é:

Depositar doses mais elevadas circunscrevendo-as ao volume-alvo poupando os tecidos sãos adjacentes e contribuindo para um aumento do controlo tumoral local sem complicações.

Chama-se **Radioterapia Conformacional 3D** e é já uma realidade em alguns centros de referência

BIBLIOGRAFIA

- ◆ *"Dosimetric precision requirements in Radiation Therapy"*, A.BRAHME, Acta Radiologica - Oncology. 23 (1984) 379
- ◆ *"Prescribing, Recording and Reporting Photon Beam Therapy"*, Internacional Commission on Radiation Units and Measurements ICRU Report 50 (Preprint 1994)
- ◆ *"Specification of dose delivery in Radiation Therapy"*, Recommendations by the Nordic Association of Clinical Physics, NACP (1994)
- ◆ *"Absorbed Dose Determination in Photon and Electron Beams"*, IAEA Technical Report Series n0.277 (1987)
- ◆ *"The Physics of Radiation Therapy"*, F.M. KHAN. Williams & Wilkins, 1984
- ◆ *"Directiva 96/29 Euratom do Conselho da União Europeia de 13 de Maio de 1996"*. Jornal Oficial da Comunidade Europeia. L159. 39º ano. 29 de Junho de 1996

Existem sistemas de cálculo a duas dimensões que se baseiam numa só imagem de TAC e dão informação da distribuição de dose apenas nesse plano. Há, no entanto, sistemas mais sofisticados que executam cálculos tridimensionais a partir dum conjunto maior ou menor de cortes de TAC que permitem uma reconstrução capaz de ter em conta toda a informação volumétrica disponível.

O objectivo de um tratamento em Radioterapia é administrar a dose prescrita ao volume delineado (chamado volume-alvo). Isto pressupõem, por um lado, que sobre o volume-alvo a dose se distribui de uma forma homogénea e, por outro, que as estruturas circunvizinhas recebem, desejavelmente, níveis inferiores de dose.

Só assim se podem estabelecer relações dose-efeito credíveis (como referimos na Introdução).

Por isso, um tratamento real raramente é feito com um só campo de radiação (excepto em casos de lesões superficiais).

A combinação de dois ou mais campos de radiação é requerido para a obtenção de distribuições de dose aceitáveis, em termos daqueles objectivos.

A composição mais simples é a de dois campos paralelos e opostos que cria uma distribuição de dose bastante homogénea em todo o volume irradiado.

Volumes de dimensões mais reduzidas, rodeados de estruturas a poupar, requerem planeamentos mais elaborados.

Os recursos disponíveis são cada vez em maior número e sofisticação.
Passam por:

- ↘ direcções de incidência;
- ↘ conjugação de energias;
- ↘ composição de tipos de radiação;
- ↘ utilização de bolus;
- ↘ utilização de filtros em cunha;
- ↘ protecções de estruturas;
- ↘ ...
- ↘ IMAGINAÇÃO !

O Futuro

O futuro da Radioterapia assenta em alguns pilares fundamentais. São eles:

- ➡ Desenvolvimento Tecnológico;
- ➡ Imagiologia;
- ➡ Redes Informáticas;
- ➡ Modelos Radiobiológicos;
- ➡ Sistemas de Controlo de Qualidade on-line.

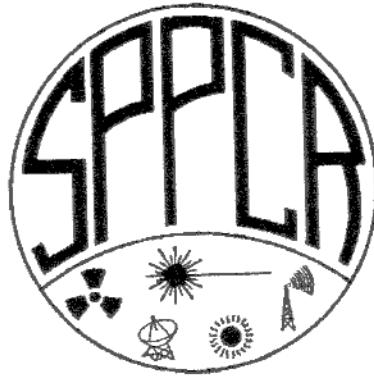
O objectivo comum de qualquer desenvolvimento nesta área é:

Depositar doses mais elevadas circunscrevendo-as ao volume-alvo poupando os tecidos sãos adjacentes e contribuindo para um aumento do controlo tumoral local sem complicações.

Chama-se **Radioterapia Conformacional 3D** e é já uma realidade em alguns centros de referência.

BIBLIOGRAFIA

- ◆ "Dosimetric precision requirements in Radiation Therapy", A.BRAHME, Acta Radiologica - Oncology. 23 (1984) 379
- ◆ "Prescribing, Recording and Reporting Photon Beam Therapy", Internacional Commission on Radiation Units and Measurements ICRU Report 50 (Preprint 1994)
- ◆ "Specification of dose delivery in Radiation Therapy", Recommendations by the Nordic Association of Clinical Physics. NACP (1994)
- ◆ "Absorbed Dose Determination in Photon and Electron Beams", IAEA Technical Report Series n0.277 (1987)
- ◆ "The Physics of Radiation Therapy", F.M. KHAN. Williams & Wilkins, 1984
- ◆ "Directiva 96/29 Euratom do Conselho da União Europeia de 13 de Maio de 1996". Jornal Oficial da Comunidade Europeia. L159. 39º ano, 29 de Junho de 1996



VIII JORNADAS PORTUGUESAS DE PROTECÇÃO CONTRA RADIAÇÕES

COLABORAÇÕES CIENTÍFICAS

FACULDADE DE DIREITO DA UNIVERSIDADE
CLÁSSICA DE LISBOA

CONSELHO DE SEGURANÇA NUCLEAR DE
ESPANHA

SOCIEDADE ESPANHOLA DE PROTECÇÃO
RADIOLÓGICA

SOCIEDADE BRASILEIRA DE PROTECÇÃO
RADIOLÓGICA

PATROCÍNIOS

CÂMARA MUNICIPAL DE LOURES
INSTITUTO DE DESENVOLVIMENTO E
INSPECÇÃO DAS CONDIÇÕES DE TRABALHO
(IDICT)

PRONUCLEAR

Dia 29 de Novembro de 2001
Faculdade de Direito da Universidade
Clássica de Lisboa



CONSIDERAÇÕES

É facto incontestável que a vida determina uma dinâmica fomentadora de novos conceitos que se tornam na sua própria envolvente.

A própria Protecção Contra Radiações implica uma redefinição nalguns casos do direito do Ambiente. Essas redefinições emergem sobretudo do facto de que as radiações naturais e artificiais, de etiologia ionizante ou não ionizante têm uma influência determinante na própria qualificação do Ambiente.

Continuamos a entender que o Direito do Ambiente deverá vir a ser o guardião que não permitirá situações de injustiça definida pelas radiações, sua utilização, etc., implicando no espaço onde todos os seres vivos estruturam a sua vida uma bem clara definição de normas, preceitos e disposições legais, nas suas variadas formas.

Isso encaminha-nos, para no caso específico do homem e em particular no espaço europeu, para a observância necessária de Directivas, cujo conteúdo uma vez vertido de modo adequado para as línguas dos países integrantes, determine condições desejáveis mas assegurantes duma uniformidade sadia de disposições legais compatíveis com o próprio Ambiente.

Quando olhamos para o espaço físico que nos circunda e recuamos no tempo, creio que não iremos ferir a sensibilidade dos juristas, ao afirmar que haverá toda uma problemática relativa à responsabilidade civil que terá de ser convenientemente arbitrada pelo Direito do Ambiente.

Pois bem, a SPPCR na sua expressão jurídica, é uma associação cujos objectivos e finalidades se sintetizam:

- O objectivo primeiro da sociedade é o desenvolvimento dos conhecimentos científicos e meios práticos para a Protecção do Homem e do Meio Ambiente contra os efeitos nocivos das radiações, providenciando para que desse modo as radiações sejam utilizadas em benefício da Humanidade. (Não há distinção entre radiações ionizantes e não ionizantes, nas linhas orientadoras das suas actividades)

*1º - As actividades da Sociedade terão como indicatriz encorajar o estabelecimento dos meios necessários para fomentar a cooperação entre as pessoas envolvidas directa ou indirectamente em actividades que implicam a utilização e conhecimento dos efeitos

das radiações, promovendo a realização de encontros e a publicação de trabalhos de índole científica e promovendo o intercâmbio entre sociedades científicas nacionais e internacionais de comprovada idoneidade nos domínios da Física, Biologia, Medicina, Engenharia, Direito, Veterinária, e Informática.

-A Sociedade filiar-se-à nas associações internacionais de protecção contra radiações e far-se-à representar em congressos e outras reuniões científicas nacionais e internacionais.

Será justo se não até oportuno referir que a Protecção Contra Radiações, no seu todo, quer como engenharia do Ambiente, quer como uma actividade multidisciplinar, na sua componente ionizante tem um historial valioso e perene de actividade em prole do País e da Comunidade Científica em geral.

A título de exemplificação refere-se que, "Em Portugal é publicada em 27 de Julho de 1936 a Lei nº 1942, sobre acidentes de trabalho, na qual são regulamentadas a par das doenças profissionais a responsabilidade patronal.

O que há de curioso em tudo isto é que no artigo 8 deste diploma legal, pode ler-se: "As disposições desta lei são extensivas às seguintes doenças profissionais: - Intoxicação pela acção dos raios X ou substâncias radioactivas, e o artigo 9 dizia que:

" A responsabilidade patronal pelos encargos provenientes de doenças profissionais, subsiste na sua totalidade pelo espaço de um ano, a contar da data do despedimento do trabalhador, e se a doença for o cancro dos radiologistas, pelo espaço de 5 anos.

Anos mais tarde, com o Decreto-Lei nº 38523 de 23 de Novembro de 1951, estabelece-se o mesmo princípio de protecção e assistência aos servidores do Estado não subscritores da Caixa Geral de Aposentações, e só em 1961, com o decreto de que mais adiante nos ocuparemos com um pouco mais de pormenor - Decreto-Lei nº 44060- se tenta assegurar idêntica protecção aos servidores do Estado subscritores da Caixa Geral de Aposentações. Aproveitamos o ensejo para referir que no preambulo do citado Decreto-Lei se citava a portaria nº 17223 de 16 de Junho de 1959, que tornava obrigatória a declaração pelos respectivos possuidores, à Junta de Energia Nuclear, de todos os equipamentos, instalações e quaisquer outras fontes de radiações ionizantes utilizados no país para fins científicos, médicos e industriais.

Em 1953 cria-se num Pavilhão do Instituto Português de Oncologia o Laboratório de Física Nuclear da Comissão de Estudos de Energia Nuclear do Instituto de Alta Cultura.

Segundo se relata em documentos, " nele se realizaram estudos de dosimetria das radiações acompanhando a contaminação atmosférica devida a ensaios nucleares, realizados na altura no Saará.

Trabalhos de dosimetria alfa e beta, entre outros de medida da radioactividade, em que estiveram envolvidos colaboradores directos do Professor Espanhol, Júlio Palácios, como, F. Barreira, M. Laranjeira e Manuel Baptista.

Aliás este último é um dos sócios fundadores da SPPCR.

Todavia mais tarde, na vizinhança de 1962, as competências referidas, ao IPO são transferidas para o Laboratório de Física e Engenharia Nucleares, da Junta de Energia Nuclear, onde se organiza o Serviço de Protecção Contra Radiações, dando-se continuidade dinâmica à linha delineada no IPO.

Em 1961 cria-se como se aludiu, na JEN a Comissão de Protecção Contra Radiações Ionizantes - Decreto-lei nº 44060 de 25 de Novembro de 1961.

Com a publicação do Decreto-Lei referido, que foi alterado aliás pelo Decreto-Lei 45132 de 13 de Julho de 1963, o artigo 6 cria a " Comissão de Protecção contra as Radiações Ionizantes (CPCRI) que passa a funcionar na Junta de Energia Nuclear. Durante muitos anos, contudo o Instituto Português de Oncologia continuou a possuir o seu serviço de dosimetria individual. Só mais tarde este serviço passa a ser efectivamente da responsabilidade da Junta de Energia Nuclear, onde o Serviço de Protecção Contra Radiações passa a ser orientado por Júlio Galvão, antigo colaborador do Laboratório de Física e Engenharia Nucleares.

Júlio Galvão é por assim dizer, no nosso contexto o vosso valoroso Emílio Iranzo, da vizinha Espanha, tão valorosamente aqui representada por personalidades de elevado quilate científico.

Individualidades a quem respeitosamente presto as minhas homenagens, quer pelo seu pioneirismo ibérico, quer pela luta gigantesca que em prole da PCR encetaram, nos dois Países Peninsulares.

Ainda que haja muitos elementos a referir e que necessariamente contribuíram para o historial da PCR em Portugal, convém minimamente referir que em 1989, o Decreto-Lei 348/89 de 12 de Outubro atribuía à então Direcção geral dos Cuidados de Saúde Primários a promoção e a aplicação de medidas destinadas a assegurar em todo o território nacional a protecção de pessoas e bens contra as radiações.

Em 19 de Abril de 1990 é contudo publicado o Decreto-Regulamentar que estabelece os princípios e normas por que se devem reger as acções a desenvolver na área da protecção contra radiações ionizantes e define os limites de dose para trabalhadores profissionalmente expostos e para membros do público em geral.

Assim os fabricantes, importadores e fornecedores de materiais radioactivos e mesmo de equipamentos produtores de radiações deverão garantir a conformidade dos mesmos com as normas de segurança e protecção em vigor, competindo então à Direcção-Geral dos Cuidados de Saúde Primários, certificar essa conformidade.

Posteriormente, mais alterações orgânicas foram observadas e mais diplomas legais foram elaborados e publicados nos variados domínios da Protecção Contra Radiações e da Segurança Nuclear, observando-se uma dinâmica que na fase terminal se deverá enquadrar na da União Europeia, com a aplicação ainda que infelizmente muito tardia, mas progressiva das directivas dela emanadas.

Às reformulações vieram a suceder reformulações. Seria exaustivo enumera-las e já sem um conteúdo histórico de vanguarda.

Depois das justíssimas considerações que entendemos formular, igualmente se deverá referir que no que diz respeito às radiações não ionizantes já o panorama não é ridente, nem se vislumbra qualquer linha orientadora, à semelhança com o que se passa com outros países do mosaico europeu.

Tendo em vista a Protecção Contra Radiações Não Ionizantes, e não enfeitando o esforço considerável que a SPPCR faz e a actividade que tem desenvolvido, poderá afirmar-se que há relativamente à componente referida, um vazio doloroso relativo à Protecção Contra Radiações no seu todo.

A SPPCR, procurando dar satisfação à essência da sua matéria estatutária, que atrás inserimos uma parte, tem procurado fomentar encontros onde se têm debatido problemas relativos à radiação não ionizante. Lembra-se que estamos a concretizar as VIII JORNADAS PORTUGUESES DE PROTECÇÃO CONTRA RADIAÇÕES!

Após a sua criação, e por seu intermédio têm vindo a Portugal vozes autorizadas palestrando sobre vários problemas suscitados pelas radiações não ionizantes, em Fóruns e Encontros, a maioria dos quais organizados pela SPMT.

Recordo assim as gratas vindas da Doutora Joceline Leal, colaboração bem viva da SEPR e a ainda a recente do Prof. Gerard Hygländ, sócio aliás da SPPCR e membro do Conselho Redacional da revista "RADIOPROTECÇÃO".

A finalizar, permitimo-nos recordar que já em 5 de Maio de 1995, já lá vão portanto seis anos, o Parlamento Europeu aprovou uma resolução sobre a luta contra os efeitos nocivos provocados pelas radiações não ionizantes.

Havendo necessidade crescente de se incrementar a feitura de disposições legais relativas à observância de normas relativas à PCRNI, não posso deixar de evocar algumas palavras do antigo Director Regional para a Europa da OMS:

"Um dos numerosos perigos apresentados para o meio ambiente é o das radiações não ionizantes, que podem ter efeitos nocivos para a saúde do ser humano.

A exposição a este tipo de radiações, estende-se desde a esfera limitada da higiene e segurança no trabalho, à outra de incomensurável diâmetro, que é a da saúde pública".

Por último permito-me anexar o documento PE nº. 297.574 de Março de 2001, sobre "Efeitos Fisiológicos e Ambientais das Radiações electromagnéticas não ionizantes"

João Quintela de Brito, Presidente da SPPCR



RESUMO DAS OPÇÕES

1. Opções políticas do Parlamento Europeu

- O uso prolongado de telemóveis em situações de não emergência por parte de crianças (sobretudo antes da adolescência) deve ser fortemente desencorajada, por serem mais vulneráveis aos potenciais efeitos nocivos para a saúde.
- A indústria dos telemóveis deve abster-se de promover o uso prolongado de telemóveis por crianças, através de métodos publicitários baseados em estratégias de influência ou outras estratégias similares a que os jovens são mais susceptíveis, tais como o (já abandonado) uso de figuras ou personagens da DISNEY nos telefones.
- A indústria dos telemóveis deve informar de forma clara os consumidores de que a taxa de absorção específica (SAR) - que nalguns países deve estar indicada de forma sucinta nos aparelhos - se refere apenas aos efeitos térmicos sobre o tecido biológico das emissões de micro-ondas da antena, não sendo, de modo algum, relevante no que diz respeito aos efeitos não térmicos que os telemóveis possam ter no seu utilizador.
- A eficácia de dispositivos como sistemas de protecção e auriculares deve ser comprovada com base em ensaios biológicos e não apenas em função da redução dos valores SAR (medidos em manequins de ensaio) que a sua utilização possa proporcionar.

b) o consumidor deve ser informado de que tais dispositivos não asseguram qualquer protecção contra os campos magnéticos pulsantes de baixa frequência gerados pelas baterias dos telemóveis.

relativamente aos dispositivos de protecção individual que supostamente reforçam a imunidade do seu utilizador contra qualquer efeito nocivo de uma exposição (incluindo os resultantes da exposição a campos magnéticos gerados pelas baterias):

a) A eficácia de tais dispositivos deve ser comprovada através de ensaios biológicos. b) Os dispositivos em causa não devem ser rejeitados (como já sucedeu em alguns estudos publicados no âmbito da defesa do consumidor) pelo simples facto de não contribuírem para reduzir a SAR, medida em manequins de ensaio, uma vez que não se destinam a este fim.

A SAR é, neste caso, uma unidade de medida *fundamentalmente inadequada* para avaliar a eficácia dos dispositivos.

2. Opções políticas da Comissão Europeia

As futuras investigações financiadas pela UE deverão ter em conta as seguintes recomendações:

a) os seres vivos submetidos a ensaios devem ser expostos a radiações emitidas efectivamente por um telemóvel e não por outro dispositivo substituto, uma vez que as emissões têm um impacto biológico muito diferente, que são consequência de determinadas diferenças ao nível das frequências de impulso.

b) ao avaliar a pertinência para os seres humanos dos resultados obtidos com

ensaios em animais deve ser dada especial atenção às diferenças existentes ao nível das condições de exposição, tais como o grau de ressonância da exposição, a distância da antena e as partes do corpo sujeitas à exposição (corpo inteiro ou partes mais localizadas).

c) devem ser efectuados estudos sistemáticos sobre a influência de diferentes tipos de impulsos (com aparelhos reais) sobre um electroencefalograma e um magnetoencefalograma humano, e deve verificar-se se existe correlação entre as alterações observadas na densidade espectral de potência e as alterações ao nível do caos determinístico.

d) devem ser utilizadas tecnologias novas e não-invasivas, tais como as que recorrem à emissão de biofótons, para estudar a influência das radiações emitidas pelos telemóveis nos seres vivos.

e) ao avaliar os efeitos das radiações emitidas pelos telemóveis deverá prestar-se mais atenção a toda a informação já existente sobre a exposição a outros campos afins de radiofrequência, como os gerados pelos radares utilizados em Skrunda e pelas forças militares e policiais.

f) à luz de casos em que vários animais de explorações agrícolas situadas perto de estações de base foram seriamente afectados pelas radiações por estas emitidas deverá ser criado um serviço de controlo veterinário para registar e analisar tais casos e informar os agricultores sobre os potenciais riscos a que o gado está sujeito.

- deverão ser envidados esforços - eventualmente sob a égide de instâncias nacionais de regulamentação - no sentido de sensibilizar mais as pessoas para a natureza electromagnética dos organismos vivos e a sua hipersensibilidade aos sinais electromagnéticos coerentes ultra-fracos. [Enquanto tal não for realizado é pouco provável que se aceite a necessidade de alargar as directrizes de segurança respeitantes a efeitos térmicos, introduzindo requisitos sobre a biocompatibilidade electromagnética.]

3. Opções tecnológicas a nível operacional Enquanto não se souber exactamente em que medida a influência não térmica das radiações de microondas actualmente utilizadas nas telecomunicações GSM e os campos FEB associados a outras tecnologias podem provocar efeitos nocivos para a saúde, as provas

circunstanciais sobre estas influências sugerem pelo menos duas formas de melhorar a biocompatibilidade com esta tecnologia através de várias medidas incidindo unicamente nos campos gerados:

No caso da exposições às radiações emitidas pelos telemóveis, reduzindo a intensidade para um nível abaixo do qual não existam efeitos nocivos empiricamente comprovados para as pessoas, levando em linha de conta que os limites recomendados relativamente aos efeitos biológicos não térmicos se situam na ordem de um microwatt/cm². As densidades de potência correspondentes a alguns décimos deste valor são comuns a distâncias entre os 150 e 200 metros de uma torre de estação de base típica com 15 metros e dentro da amplitude dos lóbulos laterais mais localizados na proximidade imediata da torre - tendo os efeitos nocivos sido detectados em ambos os locais. A incorporação de um factor de segurança adicional de 10 leva a que, nos locais de exposição durante períodos prolongados, as densidades de potência não devam exceder 10 nanoW/cm².

(Invocar uma (alegada) ausência de riscos para a saúde associados a uma maior densidade de potência dos campos electromagnéticos gerados pelos transmissores de rádio/TV para justificar a manutenção do presente nível de emissões das estações de base dos sistemas de telefonia móvel não é sustentável por, pelo menos, duas razões: i) a natureza das emissões é substancialmente diferente no que diz respeito às frequências dos fornecedores do serviço, dos modos de transmissão (por impulsos analógico) e da morfologia dos feixes, ii) estes transmissores comportam riscos para a saúde, contrariamente ao que é frequentemente anunciado!]

- Assegurando que não existem FEB - quer sejam de modulação de amplitude (incluindo impulsos, nos casos mais extremos) de campos de RF ou de outros tipos de campos electromagnéticos - na actividade eléctrica das ondas cerebrais humanas ou nas janelas do efluxo de cálcio.

(Em caso de exposição às radiações dos telemóveis este objectivo poderá, em certa medida, ser gerado (UMTS), que recorrem à norma alcançada graças aos telemóveis de terceira CDMA em vez da TDMA. É que, embora continue a existir sensibilidade ao fornecimento das microondas, os impulsos utilizados no CDMA

são irregulares. Assim sendo, as radiações da norma CDMA não têm a mesma "semelhança oscilatória" da actividade das ondas cerebrais e dos processos electromagnéticos que se regista no caso das radiações TDMA. Ao utilizar uma frequência de transporte mais elevada, mais próxima daquela em que a água absorve níveis elevados de microondas, os efeitos térmicos poderão neste caso constituir um risco muito elevado, sobretudo tendo em conta o nível mais elevado de potência em jogo! O novo sistema TETRA contribui, por outro lado, para aumentar os efeitos térmicos e não térmicos.]

A. RESUMO

Um dos actuais riscos criados pela actividade humana e que representa uma grande ameaça para a saúde é o "electrosmog". Esta forma de poluição electromagnética gerada por radiações não ionizantes de origem tecnológica é particularmente insidiosa, na medida em que não é detectada pelos nossos sentidos, o que contribui para, de alguma forma, promover uma atitude de despreocupação no que diz respeito à protecção individual. A natureza dessa forma de poluição é tal que não existe literalmente qualquer "fuga possível". Além disso, dado que o período de exposição do homem a este fenómeno é relativamente recente, não desenvolvemos qualquer imunidade contra os efeitos nocivos para o nosso organismo ou contra eventuais interferências com os processos electromagnéticos naturais dos quais parece depender a homeostase, como por exemplo a ressonância Schumann - um campo electromagnético fraco existente na cavidade entre a superfície terrestre e a ionosfera, com oscilações ressonantes a frequências próximas dos ritmos de frequência da actividade cerebral e cuja ausência provoca danos para a saúde.

A diferença entre os campos electromagnéticos gerados pelos meios tecnológicos e os campos magnéticos naturais reside no seu grau de coerência, que nos primeiros é muito mais elevado. Isto significa que as suas frequências estão particularmente bem definidas, sendo, deste modo, mais facilmente perceptíveis pelos organismos vivos, incluindo o homem. Isto aumenta de forma significativa a sua intensidade biológica, bem como a sensibilidade aos vários tipos de influências não térmicas e de frequências específicas, contra as quais as actuais Directrizes de Segurança - tais como as estabelecidas pela Comissão Internacional para

a Protecção contra as Radiações Não Ionizantes (ICNIRP) - não conferem qualquer protecção.

As Directrizes de Segurança levam apenas em linha de conta a influência das radiações de radiofrequência (RF) e de microondas no aquecimento dos tecidos e a capacidade de os campos magnéticos com frequências extremamente baixas (FEB) induzirem a circulação de correntes eléctricas no interior do organismo, sabendo-se que ambas são influências nocivas para a saúde se forem excessivas. Na medida em que a gravidade destes efeitos aumenta com a força (intensidade) dos campos em questão, é precisamente isto que as Directrizes restringem, sendo a frequência destes campos apenas considerada do ponto de vista da sua influência (através da "dimensão" dos efeitos de ressonância) na capacidade do organismo para absorver energia dos campos que emitem radiações e aquecer na mesma proporção.

As Directrizes não asseguram, deste modo, nenhuma protecção contra os efeitos nocivos para a saúde decorrentes principal e especificamente das influências que a frequência dos campos possa ter no organismo humano.

Uma das condições necessárias para que essa influência possa ser exercida é a existência no organismo do equivalente biológico de um circuito de ressonância eléctrica, ou seja, de uma actividade eléctrica oscilatória endógena.

Neste caso o organismo irá reagir - de uma forma similar a um aparelho de rádio - se a frequência do campo externo (da onda portadora ou dos impulsos/modulações de baixa frequência) corresponder ou estiver próxima da frequência do referido circuito de ressonância.

Isto poderá dar origem a uma amplificação de ressonância indesejavelmente elevada da actividade biológica endógena ou a uma interferência que lhe seja nociva.

Estas influências podem resultar de uma transferência de informação (num sentido lato) de um campo para um organismo vivo, em que este organismo consegue reconhecer (e por sua vez transmitir), através deste tipo de "semelhança oscilatória", outra característica do campo externo que não a sua intensidade.

Outro factor importante é o facto de os campos electromagnéticos externos serem suficientemente coerentes ao ponto de o

organismo conseguir distingui-los do nível da sua própria energia térmica não-coerente emitida a temperaturas fisiológicas. Este é o caso mais normal, mas importa ter em conta que, uma vez que as radiações não possuem um grau de coerência perfeito, a ocorrência de efeitos não térmicos depende ainda do limiar mínimo de intensidade, cujo valor se situa, contudo, muito abaixo do valor a partir do qual ocorre um aquecimento suficientemente discernível.

Um bom exemplo de tal influência electromagnética não térmica, a frequências específicas, de carácter "informacional" sobre os organismos vivos é a capacidade de um flash luminoso induzir ataques de epilepsia nas pessoas fotossensíveis que sofrem desta doença. Esta reacção não se deve à luminosidade (intensidade), mas sim à frequência de emissão do flash - que poderá desencadear um ataque de epilepsia se for emitido a um nível próximo da frequência a que opera a actividade eléctrica cerebral relacionada com as manifestações epilépticas - ou seja, trata-se de um efeito associado à frequência, em que o cérebro consegue "reconhecer" a luz transmitida pela taxa a que o flash é emitido.

As actuais Directrizes de Segurança definidas com base na intensidade (referente à parte visível do espectro electromagnético) não asseguram qualquer protecção contra tais efeitos não térmicos, a não ser que sejam estabelecidos a níveis abaixo dos quais a luz deixa de ser visível.

Algumas actividades eléctricas oscilatórias de carácter endógeno que ocorrem no organismo humano são bastante semelhantes - como é o caso do coração e do cérebro, que podem ser controlados através de um electrocardiograma e de um electroencefalograma, respectivamente. O ritmo circadiano também tem uma natureza similar.

Existem outras actividades relativamente menos conhecidas, como é o caso dos estímulos eléctricos coerentes a nível celular, cujas frequências operam tipicamente na região *microonda* do espectro electromagnético, assim como o caso dos estímulos associados às actividades biomédicas fundamentais que envolvem, por exemplo, o transporte de iões de cálcio através das membranas celulares.

Enquanto não se atribuir o devido reconhecimento à dimensão frequencial/informação das radiações

electromagnéticas *invisíveis* (microondas e outros campos electromagnéticos não propagados, tais como os cabos aéreos de transporte de energia eléctrica), estes campos continuarão a constituir uma potencial ameaça para todos os organismos vivos.

Uma vez que os campos electromagnéticos fazem parte do nosso mundo tecnológico indispensável, é necessário desenvolver formas de protecção mais abrangentes. Tal como já anteriormente mencionado, o homem é particularmente vulnerável aos efeitos nocivos para a saúde que possam decorrer dos efeitos não térmicos relacionados com a frequência, contra os quais não existe qualquer medida prevista nas actuais Directrizes de Segurança que se baseiam nos efeitos de intensidade.

Ao contrário da intensidade, o problema relacionado com a frequência não pode ser resolvido sem intervir ao nível das características da frequência e dos conteúdos informacionais dos campos nocivos (cuja integridade deverá, naturalmente, ser mantida nas tecnologias da comunicação, tais como a telefonia móvel). É, por essa razão, necessário considerar estratégias que não incidam nos campos em si, mas sim nas pessoas expostas às radiações e conceber medidas de protecção que proporcionem um grau de imunidade superior ao actual.

Estas estratégias estão actualmente a ser desenvolvidas e já se encontram disponíveis no mercado uma série de dispositivos de protecção, embora, muitas vezes, a sua eficácia não tenha sido demonstrada de forma adequada. (Podemos estabelecer um paralelismo óbvio com a estratégia farmacológica destinada a assegurar a protecção contra infecções bacterianas que consiste, por exemplo, em tomar vitamina C para fortalecer o sistema imunológico, em vez de usar uma máscara de protecção para reduzir a intensidade do campo bacteriano a que as pessoas estão expostas).

A eficácia das actuais Directrizes de Segurança poderia ser reforçada se todas as considerações sobre a compatibilidade electromagnética (CEM) entre as radiações electromagnéticas e os equipamentos electrónicos fossem também aplicadas ao *organismo humano*, enquanto instrumento electromagnético por excelência. A definição de um programa ambicioso no domínio da biocompatibilidade electromagnética constitui uma tarefa importante para o século

XXI, que não poderemos protelar sob pena de que tal reverta a nosso desfavor.

Existe actualmente uma preocupação generalizada por parte do público relativamente aos possíveis efeitos nocivos para a saúde decorrentes de uma exposição prolongada ou não ao electrosmog. Esta preocupação incide especialmente sobre os cabos aéreos de transporte de electricidade e sobre a telefonia móvel. O público continua céptico, com alguma razão, perante os discursos tranquilizadores dos Governos e da indústria, sobretudo devido à forma pouco ética como por vezes actuam em simbiose para promover direitos adquiridos, muitas vezes através de entidades regulamentadoras cuja função deveria consistir em garantir que a segurança do público não fosse comprometida pela exposição a campos electromagnéticos!

Tendo em conta a recente duplicidade nas opiniões emitidas oficialmente sobre o problema da BSEIDCJ - em que às garantias inicialmente dadas quanto à inexistência de riscos se sucederam declarações que revelaram o encobrimento de certas informações - o público mantém-se desconfiado em relação às garantias de segurança avançadas pelas fontes governamentais e científicas "viciadas" relativamente à poluição electromagnética. Este cepticismo aumenta sempre que as opiniões contrárias à verdade estabelecida são silenciadas ou, na melhor das hipóteses, deliberadamente ignoradas.

O cepticismo do público torna-se ainda maior quando surgem relatórios de investigações financiadas pela indústria das telecomunicações móveis que tentam "persuadir outros organismos de investigação a alterar os resultados dos seus estudos quando são susceptíveis de prejudicar o desenvolvimento do mercado, no intuito de os tornar mais favoráveis aos interesses desse sector.

Decorre actualmente uma tentativa (empreendida sob a égide da Organização Mundial da Saúde) de "harmonizar" a nível mundial as normas relativas à exposição, persuadindo os países que impõem limites mais rigorosos - como a Rússia e a China - a serem mais flexíveis e adoptarem os níveis mais elevados tolerados nos países ocidentais.

Não será por acaso que na Rússia, onde a sensibilidade dos organismos vivos em termos de frequência às radiações de microondas de

intensidade ultra baixa foi descoberta há mais de 30 anos, que as directrizes relativas às exposições (ainda que aplicadas mais a nível teórico do que prático) continuam a ser 100 vezes mais rigorosas que as estabelecidas pela ICNIRP!

Existe infelizmente uma tendência para atribuir aos estudos de investigação favoráveis aos interesses do mercado mais importância, publicidade e projecção do que aos estudos não favoráveis aos interesses do mercado, que sugerem a possível existência de efeitos nocivos para a saúde. Um estudo epidemiológico recentemente publicado nos EUA dá-nos um exemplo desta tendência. Este estudo revelava elevados riscos estatisticamente comprovados entre os utilizadores de telemóveis relativamente ao surgimento de um tipo raro de tumor (o neuroma epitelial) na zona periférica do cérebro - precisamente na zona onde existe maior penetração de radiações emitidas pelos telemóveis (e num lado que está associado ao uso dos aparelhos de telefone). Os resultados desse estudo foram dissimulados e não mereceram qualquer atenção por parte da comunicação social, que realçou, em vez disso, os dados comprovativos de que não existia, a nível geral e entre os utilizadores de telemóveis, uma maior incidência de tumores cerebrais.

A abordagem científica mais comum para avaliar os efeitos nocivos para o homem decorrentes da exposição aos campos electromagnéticos baseia-se numa percepção essencialmente linear, que poderá ser adequada para avaliar efeitos térmicos mas revela-se inapropriada para avaliar realisticamente a sensibilidade em termos de frequência e de efeitos não térmicos dos organismos vivos aos campos electromagnéticos coerentes.

Ao contrário dos efeitos térmicos, as influências não térmicas dependem necessariamente do estado do organismo aquando da sua exposição. Os efeitos variam ainda não só de indivíduo para indivíduo como variam também para um mesmo indivíduo em função das condições e do tempo de exposição - ou seja, essas influências são inerentemente não lineares por natureza. Como tal, podem parecer estranhas quando analisadas de um ponto de vista linear. Além disso, é difícil reproduzir de forma isolada essas influências em ensaios, o que contribui para que não sejam tomadas em consideração.

Tentar resolver um problema não linear por natureza através de uma perspectiva linear só

agrava a situação: conhecimentos desactualizados são piores do que a ignorância, na medida em que o ignorante tem consciência daquilo que não sabe!

Relativamente à questão dos telemóveis, não só as entidades oficiais têm revelado alguma relutância em adoptar esta perspectiva não linear como se tem também verificado uma falta lamentável de sensibilização para os efeitos nocivos para os animais e o homem causados pela exposição aos campos de microondas por impulso de intensidade sub-térmica que têm vindo a ser registados desde há muito tempo em instalações de microondas (militares e não só) semelhantes às utilizadas pelos sistemas de telefonia móvel.

O problema não reside tanto no facto de os estudos necessários sobre a segurança terem sido negligenciados ou comprometidos, na ânsia de tomar disponível a nova e útil tecnologia, mas sobretudo no facto de todos os dados actualmente disponíveis que apontam para os riscos potenciais desta tecnologia para a saúde terem vindo a ser *deliberadamente ignorados*, tanto pela indústria como pelas entidades regulamentadoras nacionais e internacionais.

O comportamento do *National Radiological Protection Board* do Reino Unido (Comissão Nacional para a Protecção contra as Radiações) ilustra bem a situação. Este organismo foi "incapaz" de fornecer ao Grupo Independente de Peritos sobre Telefones Móveis (*IEGMP*) - para quem actua como secretariado - alguns documentos extremamente importantes, alegando que não conseguiam "encontrá-los", apesar de terem recebido as referências completas de pelo menos duas pessoas que deram provas de tal facto ao *IEGMP*, não tendo curiosamente tido qualquer dificuldade em fornecer outros artigos menos relevantes publicados na *mesma edição* do documento!

A preocupação do público não é, por isso, infundada e a ironia da actual situação relativamente aos telemóveis e às estações de base reside no facto de as actuais Directrizes de Segurança proporcionarem um nível de protecção mais elevado aos equipamentos electrónicos do que aos seres humanos!

Existe entre os peritos uma falta de consenso quanto à relevância e credibilidade da investigação sobre os efeitos biológicos das radiações emitidas pelos sistemas de telefonia móvel e as possíveis influências nocivas para as

pessoas mais vulneráveis (apesar de existirem muitos relatórios bem estruturados e positivos sobre a matéria).

É muito provável que se um novo medicamento suscitasse a mesma falta de consenso e o mesmo grau de preocupação não fosse autorizado.

Outra situação que suscita grande preocupação por parte do público - e que gere muita polémica - é a exposição involuntária de determinados grupos da população durante 24 por dia e 365 dias por ano às radiações emitidas pelas estações de base dos sistemas de telecomunicações móveis, quando estas se localizam perto de edifícios de habitação, escolas ou hospitais. Essas pessoas passam a viver num ambiente permanentemente poluído do qual não podem fugir. Trata-se de uma situação totalmente inaceitável, que levanta questões éticas muito importantes e viola as disposições do Código de Nuremberga, na medida em que não existe *qualquer informação disponível* relativamente ao limiar de exposição a partir do qual estes campos produzem efeitos nocivos, ou seja, submetem-se pessoas em massa e involuntariamente a uma experiência.

Este estudo apresenta uma perspectiva sobre as potenciais implicações para a saúde humana das exposições às radiações microondas por impulsos utilizadas nos sistemas de telefonia móvel. Esta perspectiva difere nalguns aspectos das perspectivas normalmente fornecidas pela comunidade científica, mas proporciona uma visão muito mais holística dos aspectos mais importantes do problema em questão.

Este estudo destaca alguns aspectos importantes, entre os quais i) o facto de os campos electromagnéticos não constituírem um fenómeno estranho aos organismos vivos, na medida em que desempenham um papel crucial para o seu controlo e funcionamento normal - um organismo vivo é um instrumento electromagnético muito sensível e delicado.

ii) o carácter subjectivo da vulnerabilidade humana, decorrente da natureza não linear do problema em questão, a que se tem feito referência desde o início, e
iii) a presença de *FEB* quer nos impulsos de microondas emitidos pelas antenas dos telemóveis, quer nos campos magnéticos (com grau de penetração muito mais elevado) associados aos impulsos eléctricos das baterias dos aparelhos portáteis, os quais são

necessários para gerar os impulsos de microondas.

Sugere-se, de facto, que é precisamente através da presença dessas FEB que as emissões geradas pelos telemóveis e por outras tecnologias de telecomunicações associadas, tais como o sistema TETRA, conseguem influenciar a actividade cerebral - nomeadamente a sua actividade electroquímica (ondas cerebrais), o sistema neuro-endócrino (especialmente no que diz respeito aos níveis de melatonina) e a permeabilidade da barreira hemato-encefálica, assim como alterar as concentrações celulares de iões de cálcio. É possível que este último efeito constitua apenas um aspecto particular de uma influência destrutiva mais geral que os campos FEB podem ter na integridade das ligações essenciais iões-proteínas (tal como sugerido num recente estudo russo). Esta influência poderá muito bem ser relevante no estudo das influências bionegativas decorrentes da exposição a outros tipos de campos electromagnéticos, tais como os campos magnéticos de baixas frequências associados às linhas de transporte de energia eléctrica e aos equipamentos por estas alimentadas, que têm levantado muitas controvérsias desde há muito mais tempo.

O Estudo está estruturado da seguinte forma: começa-se por chamar a atenção para o facto de ser inconcebível que exista para os equipamentos electrónicos um nível mais elevado de protecção contra as radiações emitidas pelos telemóveis do que, por exemplo, o nível de protecção para as pessoas estabelecido nas Directrizes de Segurança, que apenas tomam em linha de conta os efeitos nocivos associados a uma influência térmica excessiva e não os efeitos sobre certas pessoas, decorrentes da interferência das radiações não térmicas a frequências específicas com as actividades electromagnéticas de carácter endógeno, essenciais para a homeostase.

O estudo aprofunda essa questão, explicando por que razão os sinais dos sistemas de telefonia móvel são bioactivos e dando vários exemplos de influências específicas biológicas e não térmicas ao nível das frequências que as radiações actualmente emitidas pelos sistemas de telefonia móvel podem exercer nos organismos vivos, incluindo as pessoas.

São salientadas as dificuldades experimentais por vezes encontradas nas várias tentativas independentes de reprodução desses efeitos -

que contribuem frequentemente para desacreditar os resultados positivos e para excluir tais efeitos por estarem demasiado associados aos protocolos experimentais utilizados - e identificadas possíveis razões para a discrepância dos resultados. É discutida a pertinência para o homem dos resultados obtidos com animais, como o rato - que pode ser submetido a condições de exposição muito diferentes das condições de utilização de um telemóvel - e, no caso dos estudos com pessoas, salienta-se a importância de se utilizar um telemóvel real e não outro meio de simulação, como acontece muitas vezes, para expor os visados às emissões. Chama-se em seguida a atenção para a realidade dos efeitos nocivos para a saúde quer do homem, quer dos animais, decorrentes da exposição às radiações emitidas pelos sistemas de telefonia móvel ou outros sistemas similares, incluindo as radiações emitidas pelos equipamentos militares.

Embora as influências não térmicas, por si só, não provoquem necessariamente efeitos adversos para a saúde humana, existem cada vez mais indicações que apontam para uma relação entre certos efeitos não térmicos documentados, decorrentes das radiações de sistemas de telefonia móvel e a natureza de determinados efeitos nocivos para a saúde que foram registados. Essas indicações estão a suscitar alguma preocupação, nomeadamente o crescente número de ocorrência de um tipo de tumor cerebral raro (apesar do período de exposição ser relativamente curto, em comparação com os períodos típicos de latência), que confirmam a genotoxicidade das radiações.

São apresentadas as razões pelas quais as crianças devem ser consideradas como um grupo potencialmente mais vulnerável e salientada uma questão provavelmente mais importante, que é o facto de nem todas as pessoas poderem ser afectadas de forma nociva, assim como as implicações deste factor para a validação da opinião generalizada segundo a qual não existem efeitos nocivos comprovados, decorrentes da exposição a radiações emitidas pelos sistemas de telefonia móvel, desde que a sua intensidade não exceda os limites fixados pelas actuais Directrizes de Segurança, as quais negligenciam a característica mais peculiar de todas - o facto de o objecto sujeito à exposição estar vivo.

Autor: Universidade de Warwick,
Departamento de Física, Coventry, RU e
Instituto Internacional de Biofísica.

Neuss-Holzheim, Alemanha Dr. G.
Hyland

A opinião expressa neste relatório do STOA não
representa necessariamente o ponto de vista oficial
do Parlamento Europeu.

Para mais informações contactar: Graham
CHAMBERS, Chefe da Unidade STOA

Direcção A ou:
Divisão do Ambiente,
da Energia e da

Investigação, STOA Rue Wiertz 60

Parlamento Europeu B-1047 BRUXELAS L-2929
Fax: (32) 2 2844980

LUXEMBURGO
Fax: (352) 4300 27718



**SOCIEDAD ESPAÑOLA DE
PROTECCIÓN RADIOLÓGICA**

Protección Radiológica en la Sociedad Actual

El punto de vista de la SEPR

Por: D. Pedro Carboneras

Vicepresidente de la S.E.P.R.

**Texto adaptado de la conferencia dictada en el
Consejo de Seguridad Nuclear español el 22/3/2001**

Por D. Ignacio Hernando

Presidente de la S.E.P.R.

(Lisboa – Noviembre 2001)

VIII Jornadas Portuguesas de Protecção Contra Radiações

PROTECCIÓN RADIOLÓGICA EN LA SOCIEDAD ACTUAL. EL PUNTO DE VISTA DE LA SEPR (RESUMEN)

- La protección radiológica ocupa el quehacer cotidiano de un número considerable de profesionales; afecta a otros muchos ciudadanos, y de vez en cuando, salta a los medios de comunicación convirtiéndose en objeto de interés generalizado.
- El modo en que se concibe, ejerce y percibe la protección radiológica ha venido cambiando a lo largo del tiempo, de un modo paralelo a la evolución general de la Sociedad.
- La Sociedad Española de Protección Radiológica (SEPR) es una organización de carácter científico y profesional, que agrupa a más de 550 socios, que presentan un alto grado de multidisciplinariedad académica y que proceden de todas las áreas de la actividad profesional en que, de una u otra manera, se utilizan radiaciones ionizantes.
- La ponencia trata de presentar el estado actual de la protección radiológica en España, agrupada en una serie de "áreas temáticas", y con especial atención al papel que desempeña la SEPR en ello, dentro del contexto de un país occidental que es miembro de la Unión Europea.
- La SEPR tiene y quiere asumir la responsabilidad de contribuir a que el uso beneficioso de las radiaciones ionizantes tenga lugar en condiciones óptimas de protección de las personas y del medio ambiente, y cree que puede conseguirlo con la participación de sus socios y la colaboración institucional e internacional.

Pedro Carboneras
Vicepresidente de la S.E.P.R.

Protección radiológica en la sociedad actual

El punto de vista de la S.E.P.R.

1. Introducción

La protección radiológica ocupa el quehacer cotidiano de un número considerable de profesionales, afecta a otros muchos ciudadanos y, de vez en cuando, salta a los medios de comunicación convirtiéndose en objeto de interés generalizado. El modo en que la protección radiológica se concibe y se aplica en la actualidad, sus excelencias y sus deficiencias, los problemas asociados que perciben los profesionales que la practican, la forma en que se ven y se sienten afectados sus destinatarios, el interés que el asunto suscita en la población general, han ido cambiando. No es mi intención ofrecer un diagnóstico global y preciso, ni mucho menos sentar doctrina sobre cómo es o sobre cómo debe ser la protección radiológica. Pretendo simplemente exponer, desde el punto de vista de la Sociedad Española de Protección Radiológica (SEPR), un conjunto de ideas sobre algunas cuestiones concretas que parecen relevantes en el momento actual.

2. La S.E.P.R. en la actualidad

La S.E.P.R. es una organización que ha superado recientemente la cifra de 550 socios. De acuerdo con sus estatutos, se trata de una organización de carácter científico y profesional. Una de sus características más peculiares es un alto grado de multidisciplinariedad. Entre sus socios hay ingenieros, físicos, médicos, biólogos, químicos y otros profesionales. Por sectores, proceden de todas las áreas de la actividad profesional en que, de una u otra manera, se utilizan radiaciones ionizantes.

El activo más importante de una empresa o de una organización es su capital humano y radica en el conocimiento y en las capacidades de las personas que la integran, que constituyen el motor subyacente a todas sus actividades.

La S.E.P.R. representa a sus propios socios. No representa intereses económicos ni de otro tipo de corporaciones u organizaciones. Tampoco representa, en sentido estricto, intereses de grupos profesionales homogéneos. Sus estatutos descartan los fines lucrativos y las actividades sindicales. El carácter pluridisciplinar garantiza de manera especial su neutralidad. La concurrencia sistemática de expertos de diferentes sectores de actividad asegura una crítica interna permanente que contribuye de manera radical a mantener un enfoque riguroso, independiente y poco partidista de los aspectos que aborda.

3. Un poco de historia

La S.E.P.R. nació prácticamente al tiempo que el Consejo de Seguridad Nuclear. Su acta de nacimiento, si como tal puede considerarse la resolución de la Dirección General de Política Interior publicada junto con sus estatutos, es de 24 de abril de 1980. La Ley de creación del C.S.N., se aprobó el 22 de abril y se publicó en el Boletín Oficial del Estado el 25 de abril de ese mismo año.

El primer congreso se celebró en 1985, en Madrid. Los congresos de Toledo, en 1987 y de Valencia, en 1989, fueron testigos del paulatino incremento de actividad de la Sociedad. Un momento de especial transcendencia fue el congreso de Salamanca, en 1991, que acogió en su seno una conferen-

cia internacional sobre las implicaciones de las entonces recién estrenadas recomendaciones ICRP 60. Vendrían luego los congresos de Santiago, en 1994; de Córdoba, en 1996; de Barcelona, en 1998, nuevamente en colaboración internacional con las sociedades francesa e italiana, y ya en el año 2000, el de Maspalomas (Canarias). El próximo será en Bilbao en Mayo 2002.

Entre congreso y congreso la actividad no se detiene. Ya se ha hecho habitual que todos los desarrollos normativos, todos los cambios de situación, todas las cuestiones importantes en protección radiológica, de carácter nacional, europeo o internacional, se revisen y analicen en una jornada organizada por la S.E.P.R., generalmente en colaboración con otras sociedades o instituciones. Los cursos sobre radiobiología, sobre gestión de residuos, sobre transporte de material radiactivo y sobre otros temas, han conseguido en general cotas de calidad elevadas. Eran necesarios otros cauces de difusión e intercambio de ideas y, desde el verano de 1991, la Sociedad cuenta con su revista, "Radioprotección", modesta en un principio, pero cada vez más asentada y enriquecida en cuanto a contenidos.

La S.E.P.R. se rige por unos estatutos que dan a la Asamblea General el carácter de órgano supremo de gobierno. La Junta Directiva es, por delegación y en representación de la Asamblea General, el órgano ejecutivo. Además, la estructura funcional de la sociedad prevé la existencia permanente de un conjunto de cinco comisiones de la Junta Directiva que garantizan una distribución del trabajo y una participación de los socios.

4. La energía nuclear. Seguridad nuclear y protección radiológica

La situación actual de la energía nuclear en España es estable. Con nueve reactores en funcionamiento, contribuye a generar un tercio de la energía eléctrica del país. Aunque no se prevé la construcción a corto plazo de nuevas centrales, sí se considera la extensión al máximo de la vida útil de las existentes, mediante las correspondientes revisiones y puestas al día de sus equipos y sistemas de seguridad.

Es obvio que la protección de los trabajadores y del público debe estar garantizada en cualquier circunstancia, con unos criterios semejantes, independientemente de cual sea el origen del riesgo, cuales sean los aspectos administrativos, cual sea la autoridad responsable de la aplicación de la normativa e, incluso, de cual sea la postura de los grupos de presión o de opinión.

Mediante la aplicación del criterio ALARA de forma extensiva e intensiva, la dosis colectiva media por reactor y año es actualmente menos de la mitad de la que se registraba tan solo unos pocos años atrás. Es éste un ejemplo muy claro de cómo la protección radiológica y la seguridad nuclear van estrechamente unidas en las actividades ligadas a la explotación de las centrales nucleares.

Desde el punto de vista de la protección del público y del medio ambiente, cabe afirmar que los Programas de Vigilancia Radiológica Ambiental, indican un impacto radiológico insignificante de la explotación de las centrales, con valores actualmente muy inferiores a los indicados en las normas básicas.

En definitiva, la protección radiológica en las centrales nucleares españolas se conduce con un grado de madurez muy elevado y por lo menos semejante al que se percibe en cualquier otro país desarrollado.

5. Los residuos radiactivos

Un asunto relacionado con la protección radiológica que no pierde actualidad, sino todo lo contrario, es el de los residuos radiactivos. En cierto modo es un tema central que ha puesto a prueba en muchas ocasiones al propio sistema de protección radiológica promovido por la ICRP.

Es sabido que el largo plazo a que han de proyectarse algunas estrategias plantea dificultades de envergadura. Además, casi siempre, en el tema de los residuos radiactivos hay una separación radical, en el espacio e incluso en el tiempo, entre quien los produce y quienes se pueden ver expuestos al eventual riesgo asociado a su gestión posterior. Ambas circunstancias contribuyen a hacer más difícil la toma de decisiones y el necesario consenso.

La ICRP plantea el problema de los residuos en un doble contexto: Por un lado, la gestión de los residuos radiactivos ha de ser analizada como parte de las actividades que los producen y no como una actividad aparte. Por otro, el análisis de las dificultades asociadas a la gestión de los residuos radiactivos debería hacerse en el marco de la gestión general de todos los residuos que la sociedad genera.

Sin duda, para los radionucleidos de vida larga, cuyo impacto radiológico puede manifestarse en un futuro lejano, la aplicabilidad de los conceptos y modelos actuales de valoración de la dosis o del riesgo es cuando menos dudosa. Tampoco es nada evidente que pueda, a largo plazo, verificarse el nivel de protección ofrecido ni asegurarse la intervención correctora en caso de que dicho nivel se viera afectado negativamente. En cualquier caso, parece cierto que hay que mantener a la protección del público como el factor o como el indicador básico de la idoneidad de las soluciones que se adopten, tratando las eventuales exposiciones potenciales como procesos afectados por una determinada probabilidad de ocurrencia. La evaluación de las dosis o de los riesgos debe en general ser juzgada respecto a los valores de restricción recomendados en la actualidad.

No parece justificado que la dificultad y la complejidad de las decisiones a tomar en el caso de los residuos de alta actividad y vida larga se extienda y contamine el problema más simple de los residuos de media y de baja actividad, muchas veces también de vida corta, que es la clase de residuos que se producen en la mayoría de las instalaciones radiactivas españolas. En estos casos son posibles estrategias relativamente sencillas y soluciones que no exigen grandes decisiones ni técnicas ni económicas ni de otro tipo.

Existe una cierta asimetría entre el vertido de efluentes líquidos o gaseosos y la eliminación de residuos en forma sólida. Para los primeros se dan unos límites derivados de incorporación o de concentración, que permiten su emisión controlada y su dispersión en el medio ambiente de manera regulada. Para los segundos, sin embargo, la política a seguir a veces no está clara para el usuario o, al menos, no está claramente sustentada desde un punto de vista legal. Hasta la fecha no ha habido una forma reglamentaria de declarar como no radiactivo un material sólido que en un momento anterior ha sido residuo radiactivo.

En cualquier caso es patente que el objetivo irrenunciable desde el punto de vista de protección radiológica ha de seguir siendo la protección del público. Hay que garantizar que las dosis que pudieran recibir los grupos que pudieran ser expuestos, están por debajo de los límites establecidos y además optimizadas.

En aspectos como la gestión de residuos, especialmente en los de baja actividad y vida relativamente corta, parece necesario que el legislador legisle y que el organismo regulador dicte criterios, normas o guías que ayuden a los usuarios y productores. Adelantar ciertas decisiones supone sin duda algunos riesgos; pero dilatar las decisiones también tiene un coste. En este campo entendemos que el papel de las sociedades profesionales y, en particular, el de la S.E.P.R. puede ser clave. Nuestra So-

ciudad tiene en funcionamiento grupos de trabajo sobre gestión de residuos radiactivos de los pequeños productores, que llevan años trabajando, recogiendo y contrastando información.

6. La protección radiológica en aplicaciones médicas

En las aplicaciones médicas, al menos en lo que al paciente se refiere, el beneficiario de la práctica y quien padece el eventual detrimento parecen coincidir en el mismo individuo. Ello permitiría formular un balance sencillo entre ventajas e inconvenientes, favorable ampliamente a las primeras en la mayoría de los casos, que justificaría el uso masivo de radiaciones ionizantes en diagnóstico y en terapia. Tal cosa no es tan clara como podría suponerse.

En el análisis de la gestión de ciertos servicios médicos que usan las radiaciones ionizantes para terapia, se constató hace tiempo que era confuso colocar en el papel de "demandante de servicios" al propio paciente. Es más correcto considerar que no es el paciente, sino otro médico, aquel que solicita la exploración, el demandante real, aunque sea por delegación. Es ese médico prescriptor quien actúa como cliente, quien pide, elige y eventualmente reclama sobre el servicio radiológico prestado. En ese sentido también es él quien "recoge" el beneficio del diagnóstico (o del tratamiento), aunque sea para aplicárselo al paciente, que sí es cliente suyo,

Esta disquisición es relevante en protección radiológica. Desde sus recomendaciones de 1977, la ICRP, la O.M.S. y otros organismos de prestigio han considerado siempre que la justificación de cada exploración concreta; esto es, la evaluación del balance riesgo-beneficio, corresponde al médico que la solicita, con el eventual asesoramiento del médico bajo cuya supervisión se lleva a cabo la exploración. Paradójicamente, frente al alto grado de regulación que suele acompañar el uso de radiaciones ionizantes en otros campos, en el sanitario, que por otra parte es donde nació el concepto de protección radiológica, el primer criterio básico de radioprotección queda prácticamente al libre arbitrio de un profesional, cualificado en su área de conocimiento, interesado en la obtención de rápidos y fiables diagnósticos (o tratamientos), pero con una formación en lo que se refiere a la tecnología y a la valoración de los riesgos asociados a las radiaciones ionizantes, muchas veces claramente insuficiente.

La Directiva 84/466/Euratom fue el primer intento de la Comisión Europea de definir conceptos de protección radiológica en aplicaciones médicas. Diez años más tarde se inició una revisión de la Directiva citada que terminaría por dar lugar a la nueva Directiva 97/43/Euratom, relativa a la protección de la salud frente a los riesgos derivados de las radiaciones ionizantes en exposiciones médicas. Esta nueva Directiva es mucho más concreta e introduce conceptos como el de justificación documentada de las exploraciones, garantía de calidad, auditoría, así como niveles de referencia para las dosis a los pacientes y pruebas de aceptación y de funcionamiento para los equipos.

La parte fundamental de la Directiva citada se haya transpuesto a la legislación española en un conjunto de tres Reales Decretos por los que "se establecen los criterios de calidad en Radioterapia, Medicina Nuclear y Radiodiagnóstico".

En cualquier caso, lo cierto es que las aplicaciones médicas, y más concretamente el radiodiagnóstico, constituyen la causa principal de las dosis procedentes de fuentes artificiales recibidas por la población de cualquier sociedad actual. El margen para la optimización es mayor, por tanto, que en otras áreas. Es necesario que, independientemente de como sea la distribución de responsabilidades, de cual sea la autoridad competente en cada caso, los criterios de protección radiológica se apliquen de manera consistente en el área de protección al paciente y en el resto de las áreas. Posiblemente también en este aspecto pueda la S.E.P.R. aportar su contribución.

La protección radiológica del paciente no agota ni mucho menos el campo de la radioprotección en aplicaciones médicas. No sólo instalaciones como las de braquiterapia, las de terapia metabólica o

las de radiología intervencionista, por citar sólo algunas, plantean problemas muy específicos de protección de profesionales y a veces del público, sino que aparecen también situaciones nuevas. En la propia Directiva 97/43/Euratom se toman en consideración aquellas que se refieren a la investigación biomédica, en que personas sanas pueden someterse voluntariamente a radiaciones ionizantes, o bien algunos pacientes pueden recibir deliberadamente dosis mayores o menores que las consideradas estándar en su caso, con el objeto de someter a prueba nuevos radiofármacos, nuevos equipos o nuevas técnicas diagnósticas o terapéuticas.

La radiología intervencionista ha pasado a ser en los últimos años, con su crecimiento muy acusado, una causa esporádica de efectos no estocásticos en pacientes; en cualquier caso da lugar a dosis muy elevadas a pacientes y a profesionales. Los procedimientos de radiología intervencionista, en muchas ocasiones de un gran rendimiento diagnóstico y terapéutico, son procedimientos agresivos en los que el riesgo radiológico, siendo considerable, no es típicamente el mayor de todos. Es un reto aplicar criterios de optimización efectiva en esas condiciones.

Una situación para la reflexión es la de las mujeres gestantes expuestas profesionalmente a radiaciones ionizantes, o sometidas (con conocimiento previo o no de su estado) a procedimientos diagnósticos o terapéuticos con radiaciones ionizantes. La mujer es una paciente, pero el embrión o el feto, de acuerdo con la legislación comunitaria, deben considerarse como miembros del público. Con los nuevos límites de dosis se hace necesaria una atención especial a esta situación. Hay que asegurar niveles altos de protección y ser capaces de medir y garantizar niveles muy bajos de dosis. Pero a la vez hay que evitar que el estado de gestación, real o potencial, pueda suponer una discriminación laboral y también hay que evitar que el descubrimiento de que una paciente está o puede estar embarazada suponga una limitación de su acceso a una técnica necesaria para su salud o, lo que es peor, que ese descubrimiento asociado a una mala información, sea causa de angustia y preocupación, cuando no de decisiones injustificadas en torno al propio embarazo.

De cualquier manera, el caso de las mujeres gestantes expuestas a radiaciones ionizantes, sean trabajadoras o pacientes, es uno de los casos en que de manera más evidente se aprecia la dificultad de separar la protección radiológica de los pacientes de la de los trabajadores y el público. El tema exige un análisis profundo y urgente. La ICRP ha presentado muy recientemente su publicación nº 84, dedicada al tema. La S.E.P.R. ha traducido dicha publicación al español junto con la Sociedad Argentina de Radioprotección y ha celebrado, una jornada específicamente dedicada al tema en el mes de Octubre pasado.

A comienzos de este año, se ha constituido un foro sobre protección radiológica en el medio sanitario formado por representantes del C.S.N., de la S.E.P.R. y de la Sociedad Española de Física Médica, que tiene por objeto analizar todos aquellos temas de radioprotección que sean relevantes en el medio citado. Al igual que otros foros de colaboración ya existentes, este debe crear una oportunidad excepcional para intercambiar de forma muy eficiente puntos de vista y traducir ese intercambio en propuestas prácticas para mejorar y racionalizar los niveles de protección radiológica en aplicaciones médicas.

7. La dosimetría en España

En protección radiológica es ocioso decir que la noción de dosis ocupa una posición central. El riesgo del que se pretende proteger se supone dependiente de la dosis. Sin conocer ésta, tanto conceptualmente como en lo que se refiere a su medida concreta, mal puede abordarse la tarea de la protección radiológica con fundamento científico.

El equipamiento y la preparación de los profesionales españoles dedicados a la dosimetría han ido mejorando de manera sensible a lo largo de los años. La dosimetría personal asociada a fuentes externas de radiación y la dosimetría ambiental están bien cubiertas y disfrutan de un alto grado de fiabilidad y de homologación internacional. La participación de grupos españoles en los desarrollos europeos, restringida a ciertas áreas, es de alta calidad pero limitada cuantitativamente, y hay aspectos y sectores en que se necesitan esfuerzos adicionales.

La dosimetría de neutrones es uno de los campos en que no hay aún soluciones definitivas y de carácter suficientemente operativo como para poderlas aplicar de manera sistemática. Y algunas aplicaciones exigirían una mejora de las técnicas disponibles, que el C.S.N. está potenciando mediante la investigación en esta área, tanto en su ámbito interno como apoyando proyectos externos. También la S.E.P.R. está contribuyendo a dar a conocer el estado de la cuestión y el de los proyectos en marcha mediante la organización, en el pasado octubre de una jornada dedicada a este tema.

Otra área de interés es la referida a la dosimetría interna. Se dispone en España de un servicio de alta calidad en el CIEMAT, que atiende eficazmente a gran parte de la demanda declarada, incluyendo la que precisa de técnicas de bioeliminación. También otros, como los de las centrales nucleares y otras organizaciones, se ocupan, con niveles de homologación y fiabilidad elevados, de grupos determinados de trabajadores. Es conveniente, seguir promocionando esas técnicas y hacerlas llegar al ámbito ordinario del mercado de servicios.

Hay un campo relativamente reciente y que precisa igualmente desarrollo, que es el de la medida de magnitudes relacionadas con la exposición del paciente. Los indicadores dosimétricos empleados, como dosis en la superficie de entrada, producto dosis-área y otros que puedan utilizarse en este contexto, están necesitados de un análisis riguroso, definiciones precisas y clarificación de su alcance, para que su uso se haga en condiciones convenientes.

Un aspecto íntimamente relacionado con la calidad en dosimetría hace referencia a las instalaciones de calibración. También en esta área se necesitan instalaciones más desarrolladas, mejor dotadas, en particular para hacer frente a nuevas necesidades que surgen con la aparición de técnicas e instrumentación recientes, como son las relacionadas con las técnicas braquiterápicas en medicina.

8. La enseñanza de la protección radiológica

La formación en protección radiológica se ha entendido tradicionalmente como una cuestión para especialistas. No suele estar incluida en los planes de estudios generales de las Facultades de Ciencias, salvo algunas excepciones concretas, ni de las Escuelas Técnicas, aunque en estas últimas sí se enseña protección radiológica, pero casi exclusivamente dentro del contexto de la ingeniería nuclear. Nada tendría esto de llamativo, si no fuera porque las cuestiones de protección radiológica trascienden con frecuencia a la opinión pública. Y en tales casos no es raro oír a profesionales y a científicos, bien cualificados, verter opiniones poco rigurosas sobre los riesgos de actividades relacionadas con el uso de radiaciones ionizantes.

Aun en el ámbito especializado de las Escuelas Técnicas, el panorama es preocupante. Con los nuevos planes de estudio, en los que las materias "nucleares" quedan como optativas, el número de

alumnos va en descenso. Paradójicamente, las empresas de ingeniería aprecian favorablemente el currículum nuclear y la renovación generacional de las empresas del sector hace que las oportunidades de trabajo no sean raras.

En cuanto a las enseñanzas de tercer ciclo, existen en las Escuelas Técnicas pocos cursos de doctorado directamente ligados a la protección radiológica, aunque si algunos, cada vez con menos alumnado, sobre temas afines (impacto radiológico ambiental, gestión de residuos radiactivos). La formación más completa de postgrado sobre protección radiológica se sigue impartiendo en el Instituto de Estudios de la Energía del CIEMAT. También distintas empresas de servicios y algunas universidades ofrecen la formación exigida para los cursos homologados de operadores y supervisores de instalaciones radiactivas, cada vez más especializada.

Por su parte, la S.E.P.R. y otras Sociedades Profesionales están contribuyendo a la formación continua de los profesionales mediante cursos de duración variable y la celebración de jornadas científicas que permiten a nuestros socios, y a todos los profesionales en general, ponerse al día mediante el contacto con los más destacados especialistas nacionales e internacionales en cuestiones diversas.

Un asunto paralelo es el que afecta a las Facultades de Medicina. En muchas de ellas se incluyen nociones de protección radiológica dentro de las asignaturas de Física Médica o de Radiología General. En algunas existe una asignatura optativa de Protección Radiológica y en muy pocas la asignatura es obligatoria. Es paradójico por cuanto las recomendaciones internacionales y la legislación española asignan al médico, a cualquier médico, la función y la responsabilidad de determinar si está justificada o no la eventual solicitud de exploraciones o tratamientos con radiaciones ionizantes para sus pacientes. Esta es, como se sabe, la principal causa de irradiación de la población.

La Directiva 97/43/Euratom establece que los Estados miembros de la Unión Europea fomentarán la inclusión en los estudios de Medicina de enseñanzas suficientes de protección radiológica. Existe, de hecho, un proyecto para hacer obligatoria la introducción de un curso de protección radiológica en el programa de formación básico de las facultades de Medicina y Odontología.

En el área médica existe una cierta tradición de formación complementaria en protección radiológica, en el ámbito de las especialidades de Radiodiagnóstico, Radioterapia y Medicina Nuclear. Probablemente el esfuerzo de las Sociedades profesionales afectadas y el de la propia S.E.P.R. debería dirigirse a adaptar y a poner permanentemente al día los contenidos de esa formación, de manera acorde con los avances tecnológicos en cada especialidad y con la evolución de los criterios aplicables.

La protección radiológica se ha entendido tradicionalmente como objeto de la formación especializada. Sin embargo, una vez más hay que recordar que los temas relacionados con las radiaciones trascienden fácilmente el ámbito de los especialistas y pasan a la opinión pública. Quizás haya llegado el momento de volcarse en este asunto y dedicar tiempo, recursos y esfuerzos a transmitir elementos relevantes para la comprensión de la protección radiológica, no sólo en el ámbito de los especialistas, sino también en el de la enseñanza secundaria obligatoria y en el bachillerato.

Los cursos para profesores y los centros de información y exposiciones que diversas Organizaciones españolas han instalado en los últimos tiempos, sin duda son muy positivos en esta labor y una sociedad profesional como la S.E.P.R. podría contribuir de manera eficaz en estos aspectos.

La SEPR tiene en estudio diversas actividades para potenciar su presencia en esta importante área de la formación en materia de protección radiológica a diversos niveles.

9. La S.E.P.R. y los medios de comunicación

En este punto es inevitable hacer referencia al papel de los medios de comunicación en una sociedad como la actual. La clase de acontecimientos y noticias, relacionados de uno u otro modo con la protección radiológica, que saltan al ámbito público, suelen prestarse en la práctica a un tratamiento sensacionalista, cuando no directamente alarmista, por parte de los medios de comunicación social.

En muchas ocasiones la información que aparece en periódicos, emisoras de radio y de televisión es poco rigurosa y procede de fuentes que, con mejor o peor intención, compensan sus carencias con una capacidad de respuesta muy rápida. No es infrecuente que la información venga mezclada con tomas de posición muy sensibles a intereses económicos, sociales o políticos.

Las autoridades, los organismos oficiales y las entidades científicas suelen reaccionar tarde y con cautela ante estas situaciones. Probablemente es inevitable. La necesidad de contrastar las fuentes, de analizar los hechos y de tomar en cuenta todos los aspectos de una noticia o de un suceso de interés público obligan a respetar unos plazos mínimos, a veces incompatibles con la urgencia de los medios de comunicación. Aun así, parece obligado aceptar que se precisa un esfuerzo por parte de todos los implicados para encontrar el modo de hacer llegar a la población, que tiene derecho a ello, informaciones claras, concisas y de calidad, fiables e inspiradoras de confianza, sobre los asuntos que de manera más o menos justificada, preocupan a muchos.

La S.E.P.R. cree tener una cierta responsabilidad en este terreno. Desde luego, no puede renunciar al rigor científico y técnico que han de caracterizar sus actuaciones y ha de preservar su independencia a toda costa, pero está decidida a buscar el medio de servir de la mejor manera posible a la sociedad en que se desenvuelven sus tareas, aportando informaciones y opiniones solventes y documentadas. La idea sería encontrar un modo práctico de, ante un determinado tema de interés social relacionado con el uso de radiaciones y con la protección radiológica, recabar el informe de sus mejores expertos sobre el caso y hacerlo público con adecuadas garantías de que no se producen distorsiones en la transmisión.

En el futuro habrá que encontrar el modo de mejorar la calidad y la prontitud de la respuesta, y a nadie se le escapa que las posibilidades que brinda Internet son prometedoras en este sentido. En la página de la Sociedad (www.sepr.es) se han incorporado recientemente algunas aportaciones de interés general con esa intención. Uno de los proyectos es desarrollar esa vía de comunicación.

10. La S.E.P.R. y el desarrollo normativo

Desde su constitución la S.E.P.R. ha participado de forma regular en los procesos de elaboración y comentario de textos legales, normas y procedimientos, y dicha actividad ha ido adquiriendo mayor importancia con el tiempo.

Los comentarios de la S.E.P.R. han recibido atención y en muchos se han tomado en consideración a la hora de revisar y matizar los borradores originales. Hay que decir que la Comisión de Normativa funciona de forma permanente pero, en cada caso particular, recurre al conocimiento de los socios más expertos.

Creemos que esta es una labor de especial relevancia. Todo el ámbito de la protección radiológica está fuertemente reglamentado y la existencia de un marco constituido por los correspondientes textos legales, normas, guías y procedimientos es vital para su correcto funcionamiento. Todo el marco ha de ser consistente y no basta con que se adecue a un esquema teórico más o menos excelente. Es pre-

ciso que el punto de vista oficial, que en principio representa el legislador, los organismos reguladores y las organizaciones internacionales, se vea complementado con el punto de vista de los usuarios.

Debe mencionarse la reciente celebración de una Jornada Técnica, organizada conjuntamente con la Sociedad Nuclear Española y la Sociedad Española de Física Médica, en la que se han debatido los diversos aspectos prácticos de aplicación de la nueva Reglamentación sobre Protección Radiológica (RD de Julio 2001), que traspone la Directiva 96/29 de la Comisión Europea.

En la presentación de las nuevas propuestas de la ICRP que Roger Clarke hizo en Madrid, en Febrero pasado, resaltó claramente la voluntad de dicha Comisión de apoyarse muy especialmente en el juicio de los profesionales y de sus organizaciones a la hora de encauzar el nuevo rumbo que hayan de tomar sus futuras recomendaciones básicas. La I.A.E.A. también ha manifestado recientemente el deseo de contar en su trabajo más explícitamente con la IRPA y sus organizaciones afiliadas.

En opinión de muchos, el modelo español en materia de protección radiológica puede estar demasiado basado en la norma legal, lo que tiene algunas ventajas pero resta agilidad y capacidad para la adaptación a situaciones nuevas. Seguramente sería deseable un modelo más escueto en lo legislativo y más basado en la aplicación de normas y protocolos originados en las propias asociaciones profesionales. Ejemplo relevante serían los protocolos que, conjuntamente con otras sociedades, ha publicado y está revisando la S.E.P.R., para el control de calidad de los parámetros técnicos en radiodiagnóstico y en medicina nuclear.

En esa misma línea se podría considerar la conveniencia de dar un papel más relevante a las sociedades profesionales y científicas en la acreditación de los profesionales. La cualificación de quien se dedica a un área concreta de trabajo que aplica conocimientos científicos y técnicos debe no sólo adquirirse en un momento dado, sino que ha de mantenerse a lo largo de los años. Ello supone un proceso de formación continuada que nadie mejor que organizaciones fuertes y autocontroladas puede garantizar. En este sentido, la figura del experto en protección radiológica necesitará atención específica en el futuro próximo.

11. La S.E.P.R. en el ámbito internacional

La protección radiológica es una disciplina en la que existe un campo abonado para la cooperación internacional. La S.E.P.R. ha tenido siempre presente esta realidad a lo largo de su historia.

A partir del ya mencionado congreso de Salamanca (1991), se inició una fecunda colaboración con las sociedades italiana y francesa, que llevó a una participación conjunta en sus respectivos congresos de Taormina y Montpellier, tuvo su continuación en el de 1998, en Barcelona. En estos momentos, esa colaboración ha ampliado sus objetivos y la llevado, con el respaldo de la Unión Europea y bajo el patrocinio de IRPA al proyecto, en marcha, de un congreso regional europeo que tendrá lugar en Florencia (Italia) en octubre del año 2002. La S.E.P.R. participa en la organización de dicho congreso junto con un considerable número de sociedades europeas.

En el momento actual, un número considerable de miembros de la Sociedad ocupan puestos destacados en grupos, comités y comisiones de ICRP, de IRPA y de otras organizaciones de ámbito mundial. De todos modos, por razones de proximidad geográfica y cultural, nuestra Sociedad centra en estos momentos su principal actividad internacional en torno a dos ejes bien marcados: Europa e Iberoamérica.

Es voluntad de nuestra Sociedad desarrollar esa colaboración e ir preparando el campo para una armonización de la protección radiológica en el marco de la Unión Europea.

El otro eje es el iberoamericano. Desde hace años se viene trabajando en la cooperación con las sociedades de los países americanos de habla española o portuguesa, así como con Portugal. Esa cooperación se ha plasmado en el Grupo iberoamericano de protección radiológica (GRIAPRA), que ha desarrollado un amplio conjunto de actividades de formación, de intercambio de documentación e información y de dotación de equipamiento. En el congreso regional IRPA, que se celebró en Recife (Brasil) en la primera semana de mayo de este año 2001, la S.E.P.R. tuvo una participación significativa y hubo ocasión para relanzar las actividades del citado Grupo iberoamericano de Protección Radiológica.

La actividad de la S.E.P.R. en el ámbito internacional está marcada por un hito de especial relevancia: la organización del XI Congreso mundial IRPA a celebrar en Madrid en mayo de 2004. Ya se ha distribuido ampliamente el primer anuncio del XI Congreso mundial y quedan dos años y medio de trabajo intenso en el que se precisa la aportación de todos, individuos, organizaciones e instituciones. Es un reto de envergadura muy considerable. Es también la oportunidad de colocar a todo el entramado profesional, académico, investigador e institucional español que se mueve en torno a la utilización de las radiaciones ionizantes con fines pacíficos en un lugar de preeminencia que le corresponde como consecuencia del trabajo bien hecho durante años.

Es una oportunidad que no debe perderse, es una oportunidad para que todos los socios, individuales y corporativos, así como las instituciones nacionales, públicas y privadas, hagan un esfuerzo especial, que sin duda producirá rendimientos del máximo interés para todos.

12. La investigación y el desarrollo

España tiene una actividad notable en I+D en protección radiológica y una creciente presencia en los programas de la Comisión Europea. De un modo genérico, hay dos tipos de "agentes" españoles:

- a) Los que organizan, estructuran y promueven proyectos de investigación y usan sus resultados, entre los que se encuentran, de forma destacada: las autoridades nacionales (CSN y varios Organismos Ministeriales); algunos Centros de Investigación específicos (CIEMAT, CSIC, CEDEX), y algunas empresas o grupos (UNESA, ENRESA, ENUSA).
- b) Los que llevan a cabo los proyectos de investigación, entre los que cabe diferenciar tres niveles básicos: la Universidad, que suele cubrir áreas de gran especialización; los grandes centros específicos (CIEMAT, CESIC, CEDEX), que conducen áreas temáticas, y algunas empresas.

Con diverso grado de extensión, las tareas de I+D en protección radiológica en España cubren todo el espectro; desde la que podría denominarse investigación básica (efectos de las radiaciones, epidemiología, dosimetría, etc.), hasta la más operativa o de aplicación.

En este campo, siempre resulta conveniente mantener un doble esfuerzo para estructurar adecuadamente el conjunto de proyectos a realizar, y para optimizar la utilización de sus resultados por parte de los usuarios.

En todo este proceso la SEPR actúa y debe seguir haciéndolo, como elemento dinamizador y de apoyo a la racionalización, aportando ideas, organizando grupos de trabajo específicos y apoyando a las autoridades nacionales a la hora de identificar prioridades.

13. El futuro de la protección radiológica

El futuro es impredecible, al menos en todos sus detalles, y por ello mismo, se puede influir sobre él, especialmente si se aprovechan las circunstancias nuevas que surgen de manera inopinada a cada momento.

La Sociedad Española de Protección Radiológica, colectivamente y a través de los individuos y organizaciones que la forman, tiene y quiere asumir la responsabilidad de contribuir a que allí donde se utilicen radiaciones ionizantes su uso tenga lugar en condiciones óptimas de radioprotección. Está empeñada en ello. Sin desconocer las dificultades que toda tarea bien hecha conlleva, cree que puede conseguirlo con la participación de todos sus socios y siguiendo algunas líneas de actuación que podrían resumirse en lo siguiente:

- Colaboración con las Autoridades y con los organismos de la administración que tienen competencias en protección radiológica. La relación administración-administrado ha ido cambiando y en la actualidad puede y debe articularse en torno a la idea de colaboración por encima de otras.
- Mantenimiento y desarrollo de las actividades científicas propias de la Sociedad: congresos, cursos, jornadas y seminarios. La publicación de documentos originales, pero también la traducción de otros de especial relevancia puede ser eficaz como instrumento de transmisión de conocimientos.
- Potenciación de la protección radiológica en las áreas de investigación, docencia e industria no energética. El apoyo a las ciencias y técnicas de las que la protección radiológica se nutre y en las que se fundamenta forma parte esencial de esa potenciación.
- Atención al caso de las aplicaciones médicas de las radiaciones ionizantes, con el objetivo de contribuir a armonizar de manera óptima la protección del paciente con la de los profesionales y el público.
- Presencia en los foros internacionales. La organización del próximo congreso mundial de IRPA en 2004 y la participación activa en el debate sobre la evolución de las recomendaciones de ICRP, son objetivos a medio plazo, que se complementan con el desarrollo de los ejes europeo e iberoamericano.
- Desarrollo de sistemas para la formación y cualificación a todos los niveles, no sólo los especializados, en protección radiológica. En el caso de los profesionales, dirigido por el camino de la formación continuada asociada a la idea de acreditación.
- Divulgación de ideas, informaciones y opiniones fundamentadas en todos aquellos asuntos que tengan que ver con el uso de radiaciones y con la protección radiológica.

El futuro, impredecible pero controlable al menos parcialmente, dirá si estas ideas son correctas o no. Y también dirá en que medida somos capaces de hacerlas realidad.

UV RADIATION WATCH IN PORTUGAL

Diamantino V. Henriques

Instituto de Meteorologia

Rua C do Aeroporto de Lisboa

1749-077 Lisboa

Portugal

Diamantino.Henriques@meteo.pt

1. Introduction

Solar radiation has an important role on the Earth's climate and on the environment. The ultraviolet part of the solar spectrum (UV) has a key role in many processes in the biosphere. It has several beneficial effects but it may also be very harmful if UV is "high". If the amount of UV radiation is sufficiently "high" the self-protection ability of some biological species is overloaded and the subject may be severely damaged. This also concerns the human organism, in particular the skin and the eyes. To avoid damage from high UV exposures, both acute and chronic, people should limit their exposure to solar radiation by using protective measures. Solar protection recommendations have been widely divulged each summer by media in Portugal. However, in most of cases the information available by media is incomplete and doesn't bring any of really new for prevention against excessive UV radiation exposure. An example of this is the significant number of requests, received each summer by the Institute of Meteorology of Portugal (IM), about ozone changes, UV-B levels, times of exposure, etc. In order to satisfy these requests, IM has carried out efforts on the implementation and dissemination of the UV Index (UVI) forecasts and on the development of an UV monitoring network.

UV Index is a unit of measure of UV levels relevant to the effects on human skin (UV induced erythema). It is related to the well known erythemal effects of solar UV radiation on human skin and it has been defined and standardised under the umbrella of several international institutions such as WMO, WHO, UNEP and ICNIRP. UV Index is defined as the effective irradiance obtained by integrating the spectral irradiance weighted by the CIE (1987) reference action spectrum up to and including 400 nm normalised to 1.0 at 297 nm. Is expressed numerically as the equivalent by multiplying the time weighted average effective irradiance (Wm^{-2}) by 40.

The UV Index is now widely used in many operational weather reports and forecasts. In Europe, for example, there are more than a dozen forecasting centres that release estimated UVI values for countries or regional areas. Different methods are used to predict the UVI and all kinds of information systems and presentations are available. To co-ordinate these activities and to improve their scientific background an international research project was established under the program "Cooperation in Science and Technology" (COST) of the European Commission. The project titled COST-713 action (UV-B Forecasting) was initiated in 1996. The following European countries participated: Austria, Belgium, Czech Republic, Denmark, Finland, France, Germany, Greece, Italy, Poland, Spain, Switzerland, Hungary and Portugal.

2. Historical review

Regular monitoring of UV-B radiation in Portugal began in 1983 at the Portuguese Institute of Meteorology (Gonçalves *et al.*, 1991). The measurements were carried out in the Lisboa/Gago Coutinho weather station (38°46' N, 07°08' W, 105 m), by using Solar Light RB type broadband detectors (Sunburn UV Meter Model 500 or SL500). This detector (Fig. 1) consist on a Vycor dome were downward incident radiation from a solid angle of 2π (global) is collected. A UG11 filter absorbs visible radiation and only UV radiation is transmitted to a phosphor element that returns a light emission. This light is filtered again in order to transmit only green light that is detected by a photo diode and converted in an electrical signal. The electrical signal is then converted on MED/h units¹ because it spectral response was designed to follow the Erythema Action Spectrum.

¹ MED: Minimal Erythemal Dose = $210 Jm^{-2}$

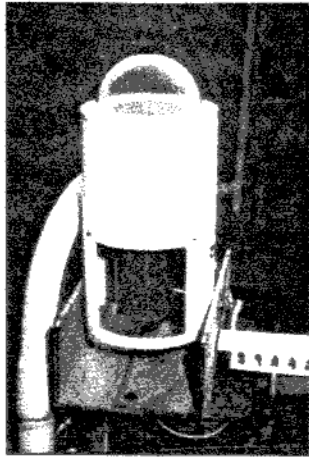


Figure 1. Sunburn UV Meter Model 500 (Lisboa/Gago Coutinho).

Further research studies have shown that this model was not suitable for long term monitoring due to temperature dependence. Between 1988 and 1994 were acquired 3 Brewer MKII spectrophotometers that were installed in Madeira (Funchal, 1989), Azores (Angra do Heroísmo, 1992) and Penhas Douradas (1994) meteorological observatories. Brewer MKII Spectrophotometer (Fig. 2) is an optical instrument initially designed for total ozone automatic measurements that can also measure ground-level intensities of attenuated solar radiation in the UVB region. The Brewer contains a modified Ebert $f/6$ spectrometer, using an 1800 line/mm holographic diffraction grating, operated in the second order. The Brewer is designed for continuous outdoor operation and is therefore housed in a durable weatherproof shell that protects the finely tuned internal components. The instrument operates reliably and accurately over a wide range of ambient temperature and humidity conditions.

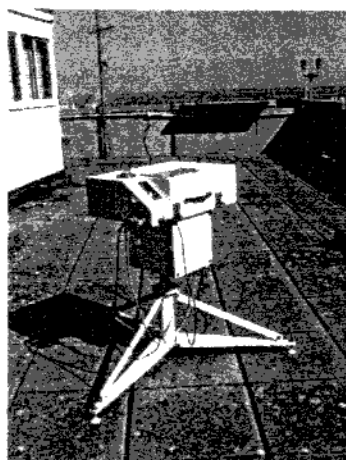


Figure 2. Brewer MKII spectrophotometer (Lisboa, IM).

Several failures and operation interruptions were found in Angra do Heroísmo Observatory due to limited human and physical resources. In this way, Brewer instrument was moved to Lisbon in 1999 and finally repaired. It has a regular operation since June 2000.

In order to enlarge the existing network, 5 new broadband detectors (UV-Biometer 501 or SL501) were acquired in 1999. The UV-Biometer (Fig. 3) has been designed by D.Berger and M.Morys, based on the experience gained during the Robertson-Berger meter design and of research focused on the temperature dependency and stabilisation of the Robertson-Berger UV-B sensor.

Th detectors were installed at Viana do Castelo, Coimbra, Lisbon (only for calibration services), Sines and Faro weather stations.

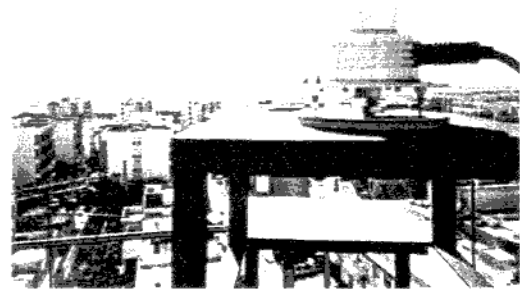


Figure 3. UV-Biometer 501 (Faro)

3. UVI monitoring in Portugal

The current UV monitoring network is showed in figure 4.

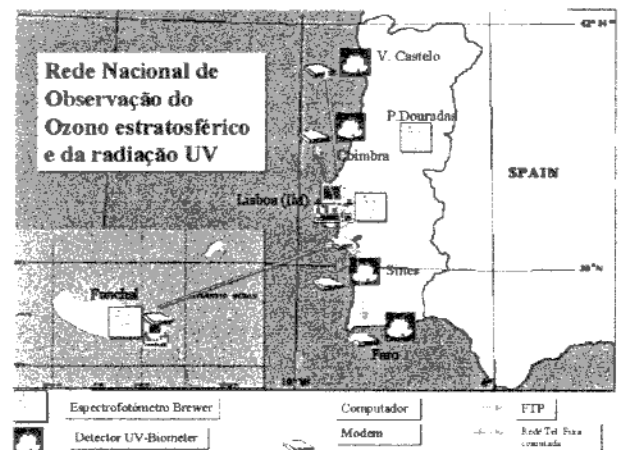


Figure 4. Portuguese UV Monitoring Network (2001)

The network was partially founded by JNICT², PIDDAC and FCT³ projects proposed and

² "Estudo da Camada de Ozono" (INMG/JNICT N° 87-146)

executed by INMG and IM. The UV-Biometer 501 have been configured to save 10 minutes doses. These values are logged by a recorder unit and transmitted by modem to a central computer located in Lisbon IM headquarters. Brewer data from Funchal is sent by FTP to a server located in Lisbon IM. Data from remote stations are received and processed in daily basis and transmitted to COST 713 database. Data from the last day is available in the IM website (<http://www.meteo.pt>) in graphical way (Figs. 5 and 6).

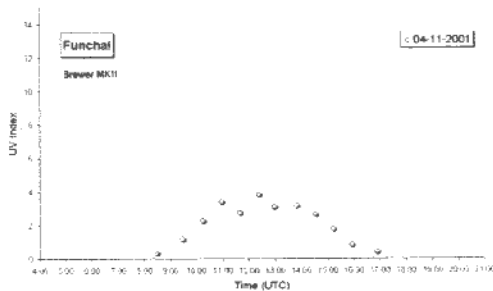


Figure 5. UV Index results from Brewer at Funchal station (Nov. 4, 2001)

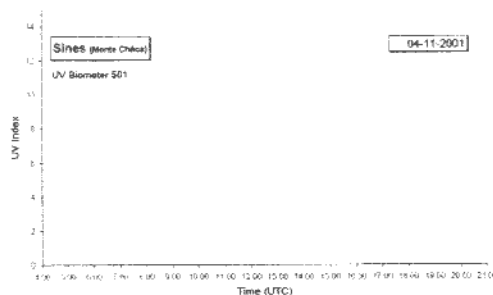


Figure 6. UV Index results from UV-Biometer at Sines station (Nov. 4, 2001)

Broadband equipment is less expensive than spectral ones and more suitable to run over longer periods without special assistance. However, uncertainties related to calibration factors, spectral responses, temperature dependence, cosine functions, etc, can rise several doubts when analysing the origin of some UV-B changes and trends on long-term series. To minimise these uncertainties it is recommended regular calibrations or comparisons with calibrated equipment. UV data collected from 1983 to 1990 were recently re-evaluated and adjusted to the UV Index scale by comparing the old RB meter with the new UV-Biometer. Some results are shown in

"Propagação da Radiação Electromagnética" (INMG/JNICT N° 87-76)

³ "Hartley: Rede Nacional de Vigilância da Radiação Ultravioleta e do Ozono Atmosférico" (PRAXIS XXI 3/3.2/EMG/1958/95)

Fig. 7. It can be seen that UVI maximum values measured at Lisbon can be higher than 7 (high) between March and September.

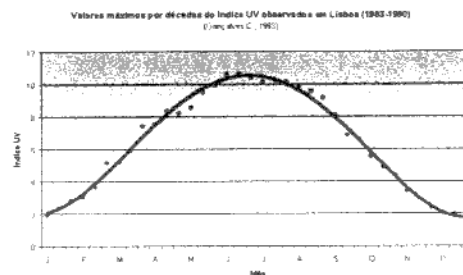


Figure 7. Maximum UV Index values measured in Lisbon from 1983 to 1990.

4. UVI forecast in Portugal

UVI forecast is normally done from computations of the solar ultraviolet radiation, on the horizontal plane at Earth surface and for cloud free sky conditions. This computation includes the effects of altitude, aerosol content and total ozone changes due to atmospheric flow. UVI forecast is carried out in two steps:

- (1) Total ozone amount forecast
- (2) Estimation of the UV effective irradiance at surface

Total ozone fields observed by satellite instruments (TOMS - Total Ozone Map Spectrometer) during 1985 - 1991 period, were compared to ECMWF 100 hPa geopotential heights analysis at 12 UTC over the area of interest (25°N-45°N, 0°W-35°W), covering Iberian Peninsula, Azores and Madeira and Canary Islands. Each grid point of a TOMS daily map corresponds to another grid point of the daily ECMWF 100 hPa geopotential height map, resulting in a set of pairs of data (9 x 15 = 135 pairs) for each day. Daily regression coefficients a and b were computed from the known relationship between 100 hPa geopotential height (Z_{100}) and total ozone (O_3):

$$O_3 = a \cdot Z_{100} + b$$

Daily regression coefficients have a temporal variation with a marked seasonal cycle. In this way, these time series were transformed in their Fourier components. The major frequencies of the Fourier analysis, were used to simulate the regression coefficients variation over time (t):

$$O_3(x,y,t) = a(t) \cdot Z_{100}(x,y,t) + b(t)$$

Assuming that the relationships derived from observed fields of Z_{100} are also valid for the

forecasted fields, the forecasted O₃ fields results directly from the forecasted Z₁₀₀ fields disseminated by ECMWF using the above linear relationship.

The UV effective irradiance for erythema is computed from a simplified transfer spectral model (Carvalho, 1998) that includes the UV-B absorption in the atmosphere by the total ozone amount forecasted in (1). UVI forecasts are available in the IM website for several sites in the country (mainland and islands) and for 24h, 48h and 72h. The results have also indicated the maximum value, the category, the corresponding local time, the necessary exposure time for sunburn on a sensitive unprotected skin and the period of the day with UVI greater than 4 (moderate). A map with the UVI field estimated for the current day is also available.

The UVI forecast programme started in 1999 by IM intend to follow the WMO, WHO and COST 713 recommendations, with an useful information to the public, in a clear and simple way, with the aim of a more efficient prevention against the dangers of excessive exposure to solar radiation.

5. Future developments

One of the main actions to be done in near future is the improvement of the communication system for data transmission between remote stations and central station by the use of GSM systems. Another important development should be the installation of a new UV/ozone monitoring station at Azores Is., because it's strategic importance to the global atmosphere monitoring. Finally, the improvement of the current ozone forecast model and the implementation of cloud corrections also using the ECMWF forecasts.

References

- CARVALHO, Fernanda R.S. - *Modelo Espectral Simplificado Espectral Simplificado de Transferência Radiativa em Céu Limpo para Portugal*. Tese de Mestrado a apresentar na FCUL, 1998
- CARVALHO, Fernanda, HENRIQUES, Diamantino - *UV-B Measurements in Portugal, In Report of the WMO-WHO Meeting of Experts on Standardization of UV Indices and their dissemination to the public*, Suíça, 21 a 24 de Julho de 1997, WMO/TD No. 921, 1998.
- GONÇALVES, Carlos A., OLIVEIRA, Fernando, MENDONÇA, Graça, GAVIEIRO, Artur - *A propagação da radiação electromagnética - Ultravioleta B, incidências no aspecto biológico*. Instituto Nacional de Meteorologia e Geofísica, Lisboa, 1991.

HENRIQUES, Diamantino - *Contribuição para o estudo de relações empíricas entre o ozono e a dinâmica da estratosfera: Aplicação na modelação da Radiação ultravioleta à superfície*: Tese de Mestrado em Ciências Geofísicas - Meteorologia, FCUL, 1996.

VANICEK, K, FREI, T., LITYNSKA, Z., SCHMALWEISSER A. - *UV Index for the public*, COST-713 Action , Brussels, 2000.

Aspects of radiation protection in nuclear magnetic resonance

J. J. Pedroso de Lima
IBILI - Biofísica/Biomatemática
Faculdade de Medicina de Coimbra

Physical introduction

The biological effects of X-rays are associated with the ionization and excitation of atoms and molecules. For electromagnetic radiation of much lower frequencies than X-rays, such as visible light, RF, and MW, the energy of photons is below that needed to ionise the low Z atoms of organic structures or disrupt chemical bonds of biological molecules. Radiation in this portion of the electromagnetic spectrum is termed non-ionising.

The lowest ionization potentials of elements with main participation in biological structures varies between about 11 and 14 eV. Examples for minimum ionization potentials of biological elements are in Table 1

Table 1

Element	Min. ionization potential
C	11,24 eV
H	13,54 eV
O	13,57 eV
N	14,24 eV

and the lowest ionization potentials for some molecules and organic radicals with biological interest are in Table 2.

Table 2

Molecule or radical	Min. ionization potential
CH ₄	13,12 eV
CH ₃	9,96 eV
C ₂ H ₄	10,56 eV
C ₂ H ₂	11,42 eV
C ₂ H ₆	11,62 eV

Ionising radiations are defined as those able to produce ionisation in biological structures, i.e., those that have deliverable energy above 11 eV.

Charged or neutral particles with high kinetic energy, as α and β particles, protons and neutrons and electromagnetic radiation of short wavelength, such as the upper part of ultraviolet rays, X rays and gamma rays are ionising radiations.

The characteristics of the different components of electromagnetic radiation spectrum are shown in Table 3.

Table 3

Components	Frequency (Hz)	λ - vacuum (m)	Energy (eV)
γ radiation	$10^{18} - 10^{21}$	$3 \times 10^{-10} - 3 \times 10^{-13}$	$4 \times 10^2 - 4 \times 10^6$
X rays	$10^{15} - 10^{25}$	$3 \times 10^{-7} - 3 \times 10^{-17}$	$10 - 4 \times 10^{10}$
Ultraviolet rays	$10^{15} - 10^{17}$	$3 \times 10^{-7} - 3 \times 10^{-9}$	$4 - 4 \times 10^2$
Visible light	$4 \times 10^{14} - 7 \times 10^{14}$	$7.5 \times 10^{-7} - 4.3 \times 10^{-7}$	1.7 - 2.9
Infrared rays	$10^{11} - 4 \times 10^{14}$	$3 \times 10^{-2} - 7.5 \times 10^{-7}$	$4 \times 10^{-4} - 1.7$
Micro waves/Radar	$10^8 - 10^{11}$	$3 - 3 \times 10^{-3}$	$4 \times 10^{-7} - 4 \times 10^{-4}$

Television	$3 \times 10^7 - 3 \times 10^9$	30 – 0.3	$4 \times 10^{-8} - 4 \times 10^{-6}$
Radio waves (FM)	$8.8 \times 10^6 - 1.1 \times 10^8$	34 – 2.8	$3.6 \times 10^{-8} - 4.4 \times 10^{-7}$
Radio waves (AM)	$5.4 \times 10^5 - 1.6 \times 10^6$	$5.6 \times 10^2 - 2.8 \times 10^2$	$2.2 \times 10^{-9} - 4.4 \times 10^{-9}$
Indust. field	$0 - 10^3$	$\infty - 3 \times 10^5$	$0 - 4 \times 10^{-12}$

Apart from the fact that every absorbed radiant energy will result, ultimately in thermal energy, there is not much analogy between the biological effects of ionising and non-ionising electromagnetic radiation but, for photon energies immediately below the ionising energy, i.e., between 10 eV ($\lambda = 124$ nm) and 0,03 eV ($\lambda = 4 \times 10^4$ nm) events like electronic excitation, molecular bond rupture, photoconduction and molecular dielectric relaxation can occur, Table 4.

Table 4

Event	eV	Frequency (MHz)
Covalent bound break	5	1.2×10^9
Photoconduction	1 - 4	$2.4 \times 10^8 - 9.6 \times 10^8$
Proteins dielectric relaxation	0.4	9.6×10^7
Water Dielectric relaxation (25 °C)	0.2	4.8×10^7
Hydrogen bound disruption	0.1 – 0.2	$2 \times 10^7 - 5 \times 10^7$

On a macroscopic perspective, the interaction of low energy electromagnetic radiation with matter is initiated with the effects of magnetic (\vec{H}) and electric (\vec{E}) fields of the radiation upon the medium, i.e., the ions and electric currents of the medium, generating magnetization and electric polarization. These phenomena can be translated by two vectors, the magnetic induction \vec{B} and the electric induction \vec{D} , which are related with the fields for homogeneous, isotropic media, through Maxwell equations,

$$\vec{B} = \mu \vec{H}$$

$$\vec{D} = \epsilon \vec{E}$$

where $\mu(\nu)$ and $\epsilon(\nu)$ are respectively the magnetic permeability and the dielectric permittivity of the mater, that are functions of frequency radiation ν .

For low frequencies in biological tissues $\mu(\nu)$ values are small, being frequently neglected. Dielectric absolute permittivity ϵ is usually considered as consisting of two components ϵ' and ϵ'' . The first component ϵ' translates the tendency of the medium to the formation and orientation of electric dipoles (displacement currents) being called dielectric constant of the medium. Component ϵ'' characterizes the current of charges barely bound and depends directly on the electric conductivity σ of the medium according to the equation $\epsilon'' = \sigma/\omega\epsilon_0$.

Tissues consist of a number of electrolytes contained within membranes of different types and dimensions and have both free and bound electric charges. The displacement currents result from the action of the electric field on charge induced in non-polar molecules, on existing dipolar molecules and on dislocated ions from ionic bonds. Energy from electromagnetic radiation, producing polarization and molecular rotation (displacement currents) is called dielectric loss. Energy that electrons or ions absorb directly and sets them into motion, is referred to as conduction loss.

Models consisting of parallel circuits with capacitance and resistance have been proposed to represent tissue behaviour when influenced by electromagnetic radiation. In these models the convention of complex quantities is currently used. The generalized complex permittivity is defined as $\epsilon^* = \epsilon' - j \epsilon''$. Considering the tissue as a non ideal capacitor, resulting from the insertion of a dielectric with relative complex permittivity ϵ^* in an ideal capacitor, the complex admittance Y^* is related with the complex conductivity σ^* by equation $Y^* = k \sigma^*$. On its turn, the complex conductivity is related with complex permittivity by $\sigma^* = \sigma + j \omega\epsilon_r\epsilon_0$ and complex permittivity is given by $\epsilon^* = \epsilon_r - j \sigma/\omega\epsilon_0$.

When frequency tends to zero complex conductivity tends to the real term (minimum penetration). Conversely permittivity becomes real when frequency tends to infinity. The variation of module of ϵ' (dielectric constant) and conductivity σ for high water content tissue as a function of non ionising radiation is shown in Fig.1.

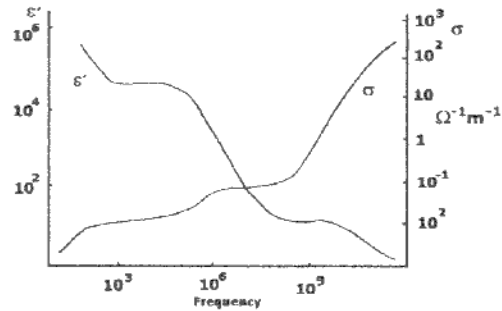


Fig.1 – Variation of ϵ' (dielectric constant) and conductivity σ of high water content tissue as a function of non ionizing radiation.

Compared with lower frequencies higher frequency of non-ionizing electromagnetic radiation tends to be more severely attenuated in biological material.

In an accepted model a resistor in parallel with a series capacitor-resistor is the adopted equivalent circuit. The application of these models to practical situations is a difficult task that has not yet overcome the doubts risen by some of the assumptions that is necessary to make.

For certain frequencies, called resonance frequencies a drastic variation of these quantities occurs.

Electromagnetic sources produce both radiant energy (radiation) and non-radiant energy (fields). After emission, radiated energy exists apart from its source, travels away from the source, and continues to exist even if the source is turned off.

Fields are not projected away into space, they cease to exist when the energy source is turned off. For static electromagnetic fields there is no radiative component. Strong electric fields can influence considerably the electric structure of matter mainly for high values of ϵ' and ϵ'' .

The energy transitions associated with the valence electrons of the atoms are of the order of magnitude of the eV, i.e., the energy range of visible and soft UV photons. Longer wavelength photons are not energetic enough to induce electronic transitions, but have energy to change the vibrational state of atoms, with respect to equilibrium state, in molecules. Vibrational energies of molecules are of the order of 1/10 eV. The more

energetic infrared rays can excite molecular vibrational transitions. Another possibility requires even less energy. It is the molecular rotation about the mass centre of the molecules. The molecular rotation energies are about 1/100 eV that are the energies of longer wavelength infrared rays and microwaves. Photons with energies below microwaves interact only with the bulk of the medium imposing an orientation to molecular dipoles determined by the direction and sense of the electric field of the electromagnetic radiation.

Let us consider now the range and propagation of electromagnetic waves in a material medium with dimensions much larger than the radiation wavelength.

If the medium is a dielectric, i.e., a perfect insulator ($\epsilon'' = 0$), when the front wave reaches a medium it is either reflected back or refracted through it, with no energy loss.

If the medium is a perfect conductor ($\epsilon' = 0$) the wave can only penetrate a thickness δ of a thin layer of the medium, called the penetration depth of the radiation, that is proved to be given by

$$\delta = 1/\sqrt{\pi \nu \mu \sigma}$$

The power dissipated per volume unit is

$$P = 1/2 \sigma |\vec{E}|^2$$

When the medium has dimensions of the same order of magnitude of the wavelength of radiation or has variations either geometric or structural that take place within distances less or comparable to it, phenomena like diffraction or dispersion can occur.

When biological tissue is submitted to low energy radiation the phenomena described above takes place. For several wavelengths of incident radiations, the relative dielectric constant of the medium $\frac{\epsilon'}{\epsilon_0}$ (with respect to the vacuum constant ϵ_0), its conductivity σ in mho.m⁻¹ and the penetration depth δ of the radiation in meters are shown in table 5.

The underlined bold values, in second and third columns, correspond to tissue highly rich in H₂O (such as skin and muscle) while after the arrow, the values for water deprived tissues are found (such as bone and fat tissue).

Table 5

	λ (nm)	$\epsilon_r = \epsilon'/\epsilon_0$	σ (mho m ⁻¹)	δ (m)
Micro waves	3×10^{10}	<u>160</u> → 30	<u>0,06</u> → 0,02	<u>0,2</u> → 2
Micro waves	3×10^8	<u>50</u> → 6	<u>1,5</u> → 1	<u>0,03</u> → 2
Infrared, visible.	3×10^5	≈ 1	High	Dermis
Ultraviolet	300	≈ 1	High	Epidermis

Table 5 - Relative dielectric constant of the medium $\epsilon_r = \epsilon \frac{\epsilon'}{\epsilon_0}$ (with respect to the vacuum value ϵ_0), conductivity σ in **mho.m⁻¹** and penetration depth of the radiation δ in **m** for several wavelengths of the incident radiation..

Tissues are conductors (moderate) and low frequency electromagnetic waves that cross the biological media can induce electric currents. The energy dissipated in patient tissues as heat results from Joule effect due to the electric resistance of tissues to induced currents. The efficiency with which an electromagnetic source can induce electric currents, and thus produce heating, in a medium, depends on the frequency of the source, and the size and orientation of the object being irradiated. At frequencies below those used for broadcast AM radio (amplitude modulated, i.e., about 10^6 Hz), electromagnetic sources couple poorly with the bodies of humans and animals, and thus are very inefficient at inducing electric currents and causing heating.

Thermal electromagnetic radiation emitted by human body at 37 ° C (310 K) is infrared with photon energy of about 0,03 eV . Below this value, energy quantum levels are so close to each other that the absorption of photons with energy below 0,03 eV can be considered as continuous. Photon absorption is then a bulk process and not an isolated event as occurs for high energies such as in photoelectric or Compton effects.

As far as the interaction possibilities are concerned, the non-ionizing electromagnetic spectrum, can be subdivided in:

a) The optical radiation, which can induce electron excitation (visible light, infrared light).

b) The portion of the spectrum where the wavelength is smaller than the body dimensions, and heating via induced currents can occur (MW and higher-frequency RF).

c) The portion where the wavelength is much larger than the body, and heating via induced currents seldom occurs (lower-frequency RF, power frequencies, static fields).

On irradiation with ionising radiation the obvious biological acceptance of natural irradiation levels creates a reference for estimating probable risks.

The effective doses received by patients in some radiological studies as well as the time in years of average background irradiation, necessary to accumulate these doses, are seen in Fig. 2. For most of radiological studies the effective doses in patients are not significant fractions of total natural irradiation, supposing a normal life expectancy.

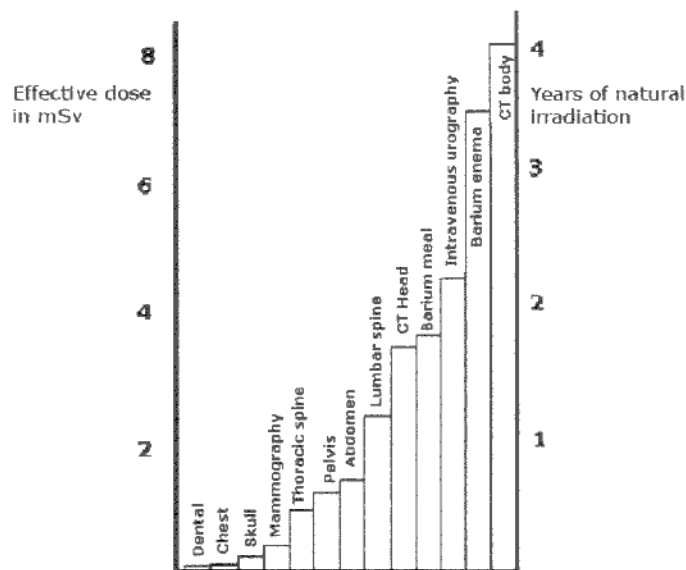


Fig.2 - Effective doses received by patients in some radiological studies as well as the time in years of average background irradiation, necessary to accumulate these doses

In contrast with ionising radiation, values for fields or intensities of non-ionising electromagnetic irradiation of sources made by man, may be orders of magnitude above the natural levels. A common value for the intensity of magnetic field in NMR is 1,5 T that is

about 30,000 times the strength of the earth's magnetic field. This does not mean that the present levels of non-ionising electromagnetic radiation have necessarily to be dangerous to man despite the fact that it is acceptable to assume that above a certain threshold biological effects may occur.

In fact, to all the existing imaging techniques it is a general characteristic that biologic damage occurs for high intensities of the physical agents used: high ultrasonic energies – tissue damage by heating and cavitation; high doses of ionizing radiation - functional alterations, genetic alterations; high non-ionising electromagnetic fields – heating, tissue alterations, nerve stimulation.

For non-ionising electromagnetic radiation, as with other agents, the great probabilities for biological effects correspond to extreme conditions, only occurring at accidental situations. Also, it is not easy to set safety limits.

Biologic effects in nuclear magnetic resonance

MRI is a complex technique that is viable because there are biological molecules that have atoms with spin states excitable by RF and also because there is a transparency window that allows radio frequencies penetrate easily through the human body. MRI needs to use magnetic fields and electromagnetic radiation with properties that can be related with the subjects we dealt with above. NMR has been approved as an imaging technique by FDA in 1988 although admitting the lack of a full guarantee of innocuity.

The most relevant effects of electromagnetic fields on biological material are electrolysis or generation of electric currents in tissues, neural stimulation and heating. All the studies that have been done to find correlation between the electromagnetic fields that concern MRI and cancer have been inconclusive.

The relevant sources for interaction with tissues in MRI are a constant magnetic field, time-varying magnetic fields, a gradient of magnetic field and radio frequency emission.

Earth's natural magnetic field ranges from 0,03 to 0,07 mT, depending on location. Static magnetic fields under direct current (DC) transmission lines are about 0.02 mT. Small artificial sources of static fields (permanent magnets) are common, ranging from the specialized (audio speakers components, battery-operated motors, and

microwave ovens) to trivial (refrigerator magnets). These small magnets can produce fields of 1-10 mT within a cm or so of their magnetic poles. Static fields in electric trains can be as high as 0.2 mT. The highest static magnetic field exposures to people are from magnetic resonance imaging (MRI), where fields usually range from 150-2000 mT.

Magnetic fields are difficult to shield, and easily penetrate buildings and people. In contrast to magnetic fields, electrical fields have very little ability to penetrate skin or buildings. Because static electric fields do not penetrate the body, it is generally assumed that any biologic effect from routine exposure to static fields must be due to the magnetic component of the field, or to the electric fields and currents that these magnetic fields induce in the body. For static fields only the magnetic field component appears to be relevant to possible health effects.

Persons with occupational exposures to static fields include operators of magnetic resonance imaging (MRI) units, personnel in specialized physics and biomedical facilities (for example, particle accelerators), and workers involved in electrolytic processes such as aluminium production. Some aluminium manufacturing workers are reported to be exposed to fields of 2-15 mT for long periods of time. Epidemiologic studies have shown a greater risk for leukemia on these workers. However these results have not been widely accepted owing to the wide spectrum of contaminants present in the environment of these workers. In plants using electrolytic cells, workers are reported to be exposed to fields of 4-10 mT for long periods of time, with maximum exposures up to 30 mT. No significant differences on disease rates have been proved in this case. Identical results were obtained in individuals working with particle accelerators exposed to fields above 0.5 mT for long periods of time, with exposures above 300 mT for many hours, and maximum exposures of up to 2,000 mT.

In MRI is necessary the application of a very strong constant magnetic field, 1,5 T being a typical value. Motion of the blood in such magnetic fields may produce induction potentials of the order of mV. Although, adverse consequences resulting from these potentials are not known, for the new high field MRI devices ranging from 3 to 8 T that are now being used in clinical investigation with patients, the subject is retaken.

When the flux of magnetic field through a tissue varies, currents are induced in the tissue. In MRI units electric current densities of the order of a fraction of mA per square meter are induced by time-varying gradients of the magnetic field of about a few T per second. These

current densities are below the physiologic currents densities usually present in nervous and cardiac tissues that are about 10 mA/m². However, some fast new imaging schemes can induce larger current densities than those referred above.

Gradients of magnetic field of the order of 10-50 mT/m and rise-times of about 0.2 ms are necessary to obtain position information in MRI.

The rates of change of gradient field strength used in MRI are similar to those of ELF (extremely low frequency) electromagnetic fields in electric distribution lines. A number of epidemiologic studies that have been performed in this area may suggest some evidence of effects but not cancer induction. Although the body induced current density in residential power lines (ELF, 50-60 Hz) is close to the ones observed in MRI (10⁻³ to 1 mA/m²) in the former case exposure is chronic that is not the case of MRI.

It is relevant to emphasise that chronic induction of currents of 10–100 mA/m² can produce permanent alterations in cell function such as changes in cell growth rate, immune response, metabolism and gene expression.

Very rapidly changing magnetic fields as may be achieved with echo planar imaging can cause nerve stimulation. This stimulation can affect motor nerves with resulting muscle contraction as well as retina with resulting flickering lights called magnetophosphenes.

There is no evidence of deleterious biological effects resulting from magnetophosphenes that are ranked as one of the many autonomic reversible mechanisms involving neuroendocrine and cardiovascular systems without adverse consequences.

The maximum rate of change of gradient fields has been limited by legislation to 20 T s⁻¹ in Europe and 3 T s⁻¹ in USA. These restrictions to the rate of change of magnetic field gradient aim at avoiding the stimulation of peripheral nerves and muscles (particularly the heart).

Radio waves produce heating in biological tissues. The energy dissipated in patients as heat results from Joule effect, that occurs in the resistance of tissues to induced currents after energy transfer from the RF wave. The heat transfer is described in terms of the specific absorption rate (SAR) (Watts/kg) that expresses the RF electromagnetic energy transformed in heat per unit of time and mass of tissue.

Tissue local heating occurs in MRI mainly during the image cycle at the excitation and RF emission. SAR delivered by MRI depends on the field strength of the magnet **B₀**, on the

RF frequency and pulse sequence used (duty cycle t), on the flip angle α and also on the dimensions (radius r) and conductivity σ of the patient.

$$\text{SAR} = (r^2 \sigma) (B_0^2 \alpha^2) t$$

Flip angles 180° correspond to higher heating than 90° . Long duty cycles also increase SAR. Fast spin echo sequences with several 180° pulses deliver high SAR values.

The maximum local temperature rise expressed in $^\circ\text{C}$ resulting from a given SAR is approximately

$$T = \text{SAR} \cdot t / C_H$$

where t is the exposure time in s and C_H is the heat capacity of the sample in **Joule/(kg. $^\circ\text{C}$)**. The heat capacity of human soft tissue is about 3.5 Watts/kg. The above equation is a maximum, since it does not take into account the processes of local heat transfer (diffusion, convection and irradiation) that reduce the calculated value. However, tissues with high water content (high σ) and with favourable mass distribution may increase considerably T . Also, there is concern that “hot spots” could occur as a result of short circuits in little vascularity tissues. It has generally been accepted that rises in core body temperature less than 1°C are not harmful. Since cellular death occurs above 42°C for temperatures close to this limit deleterious effects are expected. The limits accepted for R.F heating are 0.4 W Kg^{-1} for full body irradiation and 2 W Kg^{-1} for small organs. In the US the accepted limit for brain imaging is 3.2 W Kg^{-1} .

Although the power of the radio frequency field emitted by transmitter coils in MRI matches that of many small radio stations (15-20 kW), the heating in most pulse sequences, is insignificant and does not exceed the FDA guidelines. New pulse sequences such as for echo planar imaging and some spectroscopy localization techniques are capable of exceeding the FDA guidelines. Monitoring of the power deposition in patients is a requirement for FDA approval of clinical MRI scanners.

A RF induced current follows the path of least resistance to ground. If a patient is in contact to ground via the table or some piece of equipment, the current density will be high at the contact points and surface burns may occur. Current densities at the surface above 120 mA/cm^2 are, in general, necessary to produce burning in patients. It must be said that the

possibility of being established inductive or capacitive paths to ground, (from the patient to the surroundings, leads, etc.) even if no direct contact exists, are quite possible for radio frequencies.

Burns in patients without metallic prostheses during MRI studies have been described in literature. They occur, in general, in the highest field systems and in large conductive circuits that can be established and include part of the body under the action of the field. Although no teratogenic effects in animals have been observed, pregnancy may be a contra-indication for MRI studies and also, possibly, for workers in this state.

Contra-indications for MRI studies are pacemakers, some hip and knee metal prostheses, heart valve prostheses and metal surgical clips. Patients with ferromagnetic aneurysm clips will be in great danger in a MRI examination.

Potential hazards in MRI have also to do with metallic pieces that can hurt if attracted by the magnet. The magnetic field is strong enough to pull fork-lift tines off of machinery, pull heavy-duty floor buffers and mop buckets into the bore of the magnet, pull stretchers across the room and turn oxygen bottles into flying projectiles. Deaths have occurred from trauma as a result of these effects. Smaller objects such as pagers, bobby pins and pens have been known to be pulled off the person carrying them.

Bibliography

- Dowsett DJ, Kenny PA and Johnston RE. *The physics of diagnostic imaging*. Chapman & Hall Medical, London, 1998.
- Hendeer WR. and Ritenour ER. *Medical Imaging Physics*, 3rd Ed. Mosby year book 1979.
- Brown BH, Smallwood RH, Barber DC, Lawford PV and Hose DR. *Medical Physics and Biomedical Engineering*, IOP Publishing Ltd. Bristol and Philadelphia, 1999.
- O'Connor, ME, Bentall, RHC, Monahan JC. *Emerging electromagnetic medicine*, Springer Verlag, 1990.

Bioeffects-Radiation. (<http://www.FDA.gov/cdrh/ost/reports/fy98>)

- Allen SG, *Radio-frequency and microwave radiation: potential hazards* In *Physics in Medicine and Biology Encyclopedia* Vol. II, pgs. 642-648. McAinsh TF Ed., Pergamon Press, Oxford, 1986
- Crooks LE, Arakawa M, Hoenninger J, et al: *Magnetic resonance imaging: Effects of magnetic field strength*. *Radiology* 1984, 151:127.
- Roberts NJ Jr, Michaelson SM, Lu ST. *The biological effects of radiofrequency radiation: A critical review and recommendations*. *Int J Radiat Biol* 1986; 50:379-420.
- Bottomley PA, Redington RW, Edelstein WA, et al: *Estimating radiofrequency power deposition in body NMR imaging*. *Magn Reson Med* 1985; 2:336-349.

**Intracellular calcium increase and ACTH release by corticotrophs after prolonged exposure of mice under GSM cell phone radiation and protection by electromagnetically treated saline solution (*)
(*) Tecno AO Technology**

BJ Youbicier-Simo¹, G. Dayanithi², R. Messagier¹, M. Fillion-Robin¹

1. TecnoLab Research Center, ZAC de la Thalie, Av. l'Europe, 71100 Chalon sur Saône, France
2. INSERM U432, Université Montpellier 2, Place Eugène Bataillon, 34095 Montpellier, France.

Objectives : To study long term effects of mobile phone radiation, as well as protective ability of electromagnetically (EM) treated saline solution in mice by measuring changes in intracellular calcium concentration $[Ca^{2+}]_i$, as well as adrenocorticotrophic hormone (ACTH) release by pituitary corticotrophs *in vitro*.

Background : Concerns about possible health effects from long term exposure to electromagnetic fields (EMF) have increased significantly with the greater number of new technologies using EMF. Especially recent introduction and exponential proliferation of wireless telecommunications devices have rekindled the debate about compatibility between man-made EMF and healthiness. EMF are stressogenic (Youbicier-Simo et al., 1997 ; 2001 ; Daniells et al., 1998; De Pomerai et al., 2000; French et al., 2001). Stress events are controlled by the hypothalamic-pituitary-adrenal axis through a hormonal cascade: hypothalamic CRH (corticotropin releasing hormone) stimulates ACTH release which itself triggers the release of glucocorticoids (cortisol, corticosterone) by the adrenals (Dayanithi and Antoni, 1989). Besides, not only calcium is an important second messenger of this hormonal cascade (Link et al., 1992), but it is also crucial for EMF coupling with living matter (Bawin and Adey, 1976; Bawin et al., 1978; Papatheofanis, 1990; Walleczek, 1992; Barbier et al., 1996). It has been reported that after electromagnetic treatment, aqueous solutions can affect crop, as well as animal physiology (Lin and Yotvat, 1988; Harari and Lin, 1989; Paterson and Chesnutt, 1994; Rai et al., 1994; Fesenko et al., 1995; Gard et al., 1995; Akimov et al., 1998; Goldsworthy et al., 1999). Herein, we investigated the stressfulness of repeated and long-term exposure to mobile phone radiation in mice, as well as the ability of EM treated saline to minimize or offset radiation-induced endpoints.

Materials and methods: The radiation source was a 900 MHz GSM cell phone (SAGEM, France) with 2 W maximum power output. It was placed horizontally with the battery downward, 4 cm underneath the cage containing mice. The magnitude of EMF on the floor of the cage was 3-12 V/m for microwaves and 40-120 V/m for extremely low frequency fields. Sealed plastic tubes were filled with treated saline solution (TecnoAO – Intl Patent) and were inserted in aluminium capsule, and this "protective unit" was installed on the outer case of the cell phone. The study was initiated with three week-old female C57BL mice (n = 15/group) held under 22 ± 2 °C, 12L-12D-19h-07h, with free access to feed and water. From 3 to 4 weeks old, mice were allowed to make used to their new environment in the absence of EMF exposure. Afterwards they were repeatedly exposed during 15 weeks (4-19 weeks old) to radiating cell phone (a call every 4 min., 24 h/day, 7days/week) fitted or not with "protective unit". Control mice were exposed with turned off cell phone. At the end of the exposure period, mice from each group were sacrificed and pituitaries were isolated and pooled. Then pituitary cell were dissociated by enzymatic digestion and cultured during 5 days. Afterwards, time-course of $[Ca^{2+}]_i$ as well as ACTH release was evaluated either in resting conditions or after stimulation by ACTH secretagogues (CRH or vasopressin: AVP). Using Fura-2 (1 μ M), the $[Ca^{2+}]_i$ measurements were performed from individual cells (n = 8-12 dishes/group; 10⁴ corticotrophs/dish) before and after exposure to either CRH (10 nM; 1 min.) or AVP (1 μ M; 2 min.). ACTH release (n = 6-7 culture dishes/group; 10⁶ corticotrophs/dish) was stimulated by 10 nM CRH during 20 min. and was measured using specific radioimmunoassays on fractions of culture medium collected every 5 min. The data for $[Ca^{2+}]_i$ were processed using the t-test. For ACTH release studies, the statistical comparisons within culture dishes were made by Quade's two-way nonparametric analysis of variance which takes into account repeated measures. Comparisons between dishes were made using Kruskal-Wallis test, followed by the U test for multiple comparisons.

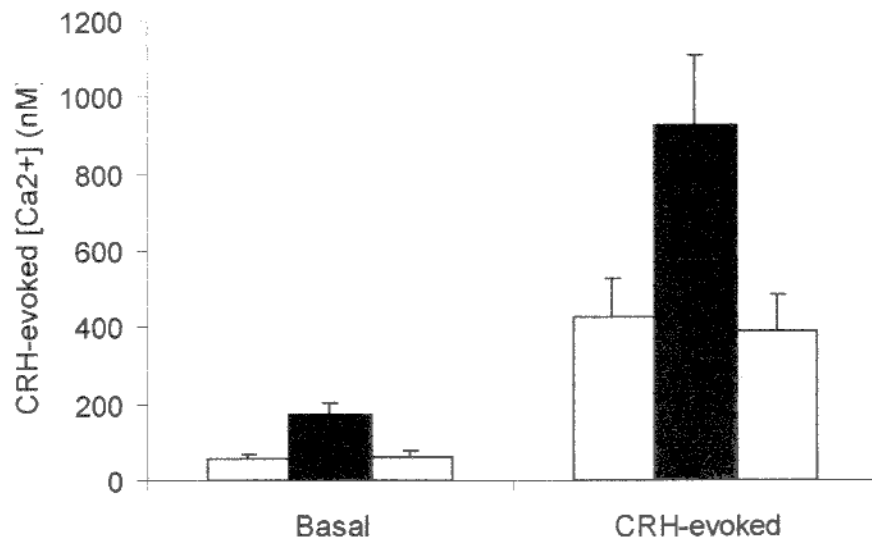
Results: The rise in $[Ca^{2+}]_i$ levels and ACTH release before and after exposure to AVP or CRH are presented in Figure 1. Briefly, resting as well as secretagogue-evoked levels of $[Ca^{2+}]_i$ or ACTH were significantly higher ($p < 0.001$) in mice exposed to active cell phone radiation than in controls, and were comparable to control values when active cell phone was fitted with "protective unit".

Conclusion: Together these findings indicate that long-term exposure to 900 MHz GSM cell phone radiation was stressful for mice and this effect was neutralized by electromagnetically treated saline solution. Consistent with literature these data also confirm that radiation-elicited disturbances were mediated by intracellular Ca^{2+} . Present findings are relevant in terms of application of the precautionary principle.

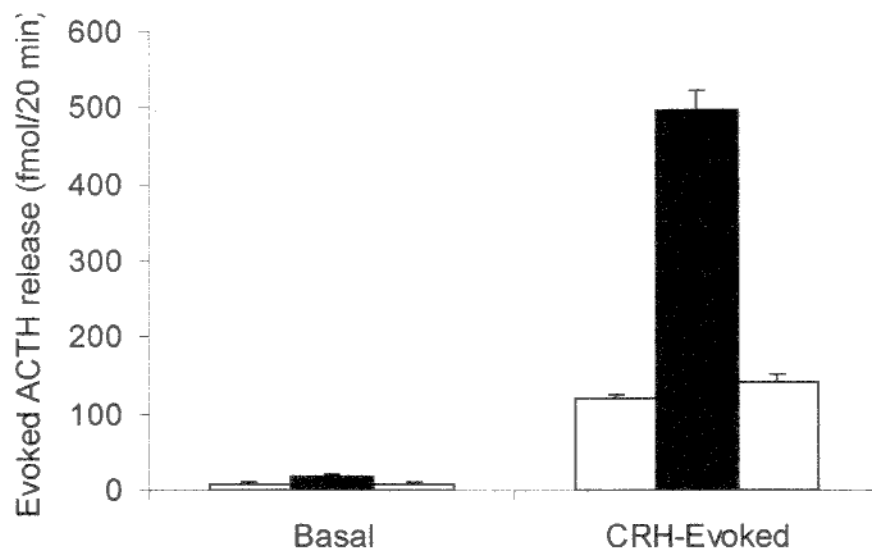
References :

- Barbier, E.; Dufy, B.; Veyret, B. Stimulation of Ca^{2+} influx in rat pituitary cells under exposure to a 50 Hz magnetic field. *Bioelectromagnetics* 17:303-311; 1996.
- Bawin, S.M.; Adey, W.R. Sensitivity of calcium binding in cerebral tissue to weak environmental electric fields oscillating at low frequency. *Proc. Natl. Acad. Sci. USA* 73:1999-2003; 1976.
- Bawin, S.M.; Adey, W.R.; Sabbit, I.M. Ionic factors in release of $^{45}Ca^{2+}$ from chicken cerebral tissue by electromagnetic fields. *Proc. Natl. Acad. Sci. USA* 75:6314-6318; 1978.
- Daniells, C.; Duce, I.; Thomas, D.; Sewell, P.; Tattersall, J.; De Pomerai, D. Transgenic nematodes as biomonitors of microwave-induced stress. *Mutation Res.* 399:55-64; 1998.
- Dayanithi, G.; Antoni, F.A. Rapid as well as delayed inhibitory effects of glucocorticoid hormones on pituitary adrenocorticotrophic hormone release are mediated by Type II glucocorticoid receptors and require newly synthesized messenger ribonucleic acid as well as protein. *Endocrinology* 125:308-313; 1989.
- De Pomerai, D.; Daniells, C.; David H.; Allan, J.; Duce, I.; Mutwakil M.; Thomas, D.; Sewell, P.; Tattersall, J.; Jones, D.; Candido, P. Non-thermal heat-shock response to microwaves. *Nature* 405:417-418; 2000.
- Fesenko, E.E.; Geletyuk, V.I.; Kazachenko, V.N.; Chemeris, N.K. Preliminary microwave irradiation of water solutions changes their channel-modifying activity. *FEBS Letters* 366: 49-52; 1995
- French, P. W.; Penny, R.; Laurence, J.A.; McKenzie, D.R. Mobile phones, heat shock proteins and cancer. *Differentiation* 67:93-97; 2000.
- Garg, T.K.; Agarwal, N.; Rai, S. Effect of magnetically restructured water on the liver of a catfish. *Electro-Magnetobiol.* 14:107-115; 1995.
- Goldsworthy, A.; Whitney H.; Morris, E. Biological effects of physically treated water. *Wat. Res.* 33:1618-1626; 1999.
- Harari, M.; Lin, I. Growing muskmelons with magnetically treated water. *Water Irrig. Rev.* 9:4-7; 1989.
- Lin, I.; Yotvat, Y. Electromagnetic treatment of drinking and irrigation water. *Water Irrig. Rev.* 8:16-18; 1988.
- Link, H.; Dayanithi, G.; Fohr, K.J.; Gratzl, M. Oxytocin at physiological concentrations evokes Adrenocorticotropin (ACTH) release from corticotrophs by increasing intracellular free calcium mobilized mainly from intracellular stores. Oxytocin displays synergistic or additive effects on ACTH-releasing factor or arginine vasopressin-induced ACTH secretion, respectively. *Endocrinology* 130:2183-2191; 1992.
- Papatheofanis, F.J. Use of calcium channel antagonists as magnetoprotective agents. *Radiation Res.* 122:24-28; 1990.
- Patterson, D.C.; Chesnutt, D.M.B. The effect of magnetic treatment of drinking water on growth, feed utilisation and carcass composition of lambs. *Animal Feed Sci. Technol.* 46:11-21; 1994.
- Rai, S.; Singh, U.P.; Singh, K.P.; Singh, A. Germination responses of fungal spores to magnetically restructured water. *Electro-Magnetobiol.* 13: 237-246; 1994.
- Walleczek, J. Electromagnetic field effects on cells of the immune system: the role of calcium signalling. *FASEB J.* 6:3177-3185; 1992.
- Youbicier-Simo, B.J.; Boudard, F.; Cabaner, C.; Bastide, M. Biological effects of continuous exposure of embryos and young chickens to electromagnetic fields emitted by video display units. *Bioelectromagnetics* 18:514-523; 1997.

□ Control ■ Active cell phone □ Active cell phone + EM treated saline solution



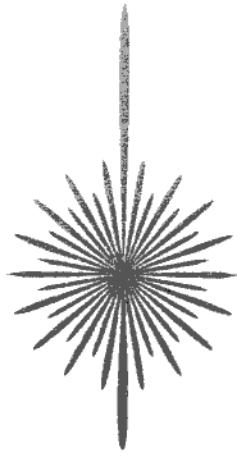
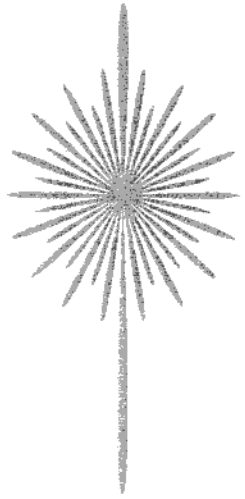
(a)



(b)

Figure : Basal and CRH-evoked intracellular calcium concentration (a) and ACTH release (b) in corticotrophs exposed to 900 MHz GSM cell phone with or without protection by electromagnetically (EM) treated saline solution.

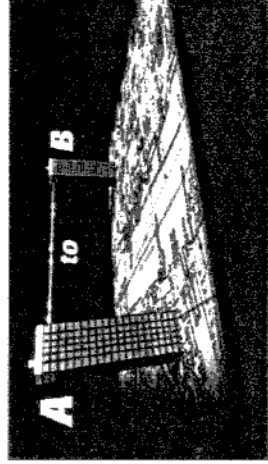
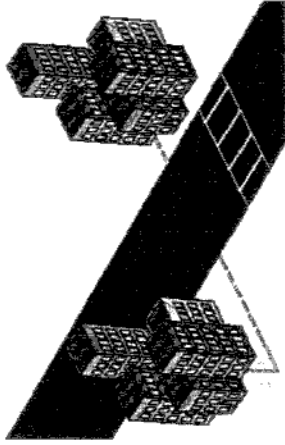
*:P < 0.001 vs Control or active cell phone + treated saline solution



**QUESTÕES DE SEGURANÇA E PROTEÇÃO CONTRA RADIAÇÕES
NAS COMUNICAÇÕES ÓPTICAS**

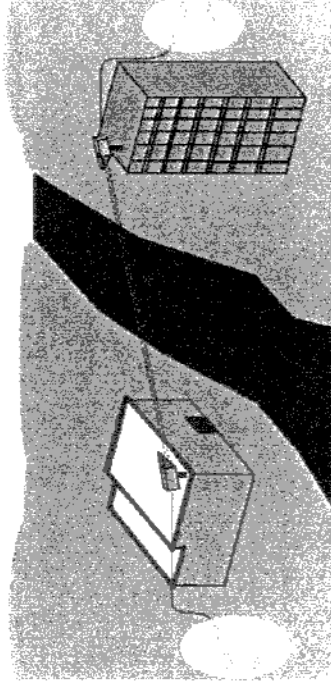
Tipos de Comunicações Ópticas
que usam Radiação:

Comunicações por Fibra Óptica:



Finalidade:

As comunicações através da Atmosfera usando radiação LASER, são relativamente recentes e têm por finalidade a interligação de equipamentos, que se encontram separados fisicamente por obstáculos. Estes Obstáculos podem ser de índole natural ou artificial.



Constituição dos sistemas de Comunicação:

Os sistemas LASER de Comunicações pela atmosfera, são constituídos por compon Optoelectrónicos de forma a converter sinais eléctricos em ópticos para a comunicação. Existem interfaces de conversão no emissor por forma a codificar por modulação o óptico a emitir, e também no receptor para a desmodulação e interpretação do sinal.

Em geral estes sistemas permitem a comunicação bi-direccional.

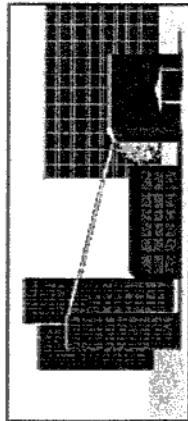
Optimização de funcionamento do sistema:

Para optimização da comunicação óptica, os sistemas devem ser alinhados e o local da instalação deve ser escolhido com minucioso rigor.

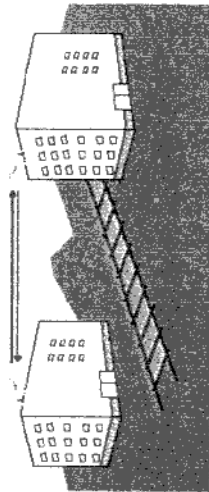
Deve notar-se que a linha de acção do feixe LASER terá que permanecer desimpedida após a instalação do sistema, para não ser criadas quebras na comunicação. Por outro lado, e em geral, a instalação deste tipo de equipamentos faz-se no topo de edifícios para que não haja o risco de acidentes pessoais ou materiais. Podemos ver alguns casos nas figuras seguintes:

Alguns exemplos de Comunicações Ópticas por LASER:

Ligação entre dois edifícios separados fisicamente.

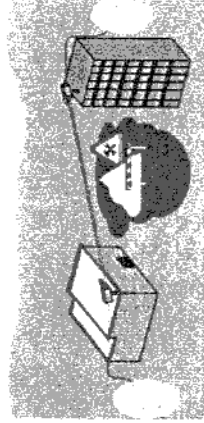
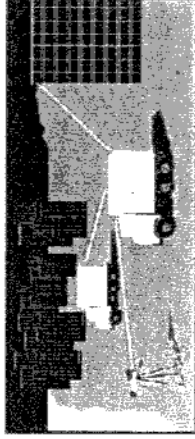


Ligação para superar um obstáculo permanente.



Alguns exemplos de Comunicações Ópticas por LASER:

Ligação Multi-Link



**Ligação
Temporária**

Classificação dos LASER's em classes:

LASER: Light Amplification by Stimulated Emission of Radiation

As Normas Internacionais obrigam à identificação de todos os equipamentos LASER com uma Classe pré – definida. Estas Classes foram criadas tendo em conta a gravidade dos danos causados por equipamentos LASER.

Classificação dos LASER's em classes:

Parâmetros necessários para a atribuição do LASER a uma classe:

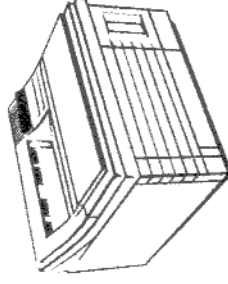
- Limite de Emissão Acessível (LEA);
- Radiação Acessível;
- Abertura;
- Potência Média;
- Resposta de Aversão;
- Diâmetro de Feixe;
- Laser com emissão contínua (CW);
- Irradiância;
- • •
- Exposição Máxima Admitida (MPE);
- Zona Nominal de Perigo (NHZ);
- Distância Nominal de Perigo Ocular (NOHD);
- Energia Radiante;
- Exposição Radiante;
- Potência Radiante.

Classificação dos LASER's em classes:

Classe 1: Os Laser's que são classificados neste grupo, são aqueles que não constituem qualquer tipo de perigo para a visão humana. Estes Laser's têm baixa Potência de emissão ou estão isolados na totalidade, para que não causem dano.

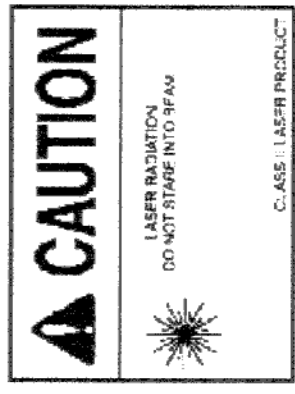


NOTICE



Classificação dos LASER's em classes:

Classe 2: São incluídos nesta categoria, todos os LASER's que emitem no visível (400 a 700 nm), mas que não causam dano, a não ser para visão directa e por um período prolongado de exposição.

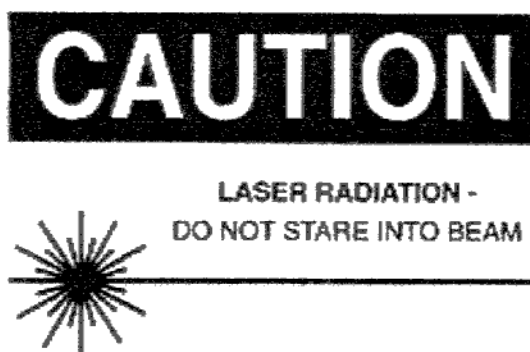


Classe 2A: Trata-se de LASER's que operam no visível, e que não afectam o olho humano mesmo em incidência directa por períodos inferiores a 1000 segundos (como exemplo, temos os leitores de Códigos de Barras).



Classificação dos LASER's em classes:

Classe 3a: São aqui considerados todos os Laser's que não constituem perigo para a visão humana, mas que em operação conjunta com um sistema Óptico Concentrador, podem criar danos visuais.

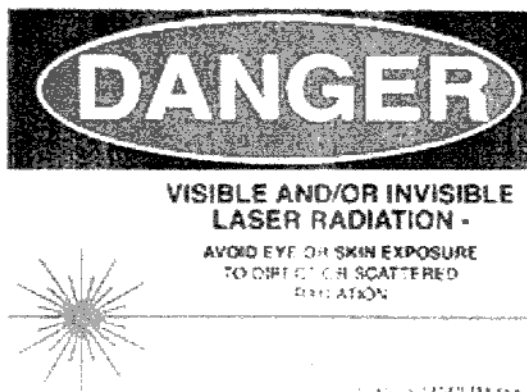


CLASS 3A LASER

M. Pais Clemente & Luís

Classificação dos LASER's em

Classe 3b: Nesta classe encontram-se todos os Laser's que provocam danos quer ao olho humano, quer à pele, quando incidem directamente ou por reflexão especular. Poderão também causar danos em reflexões difusas, caso a incidência seja próxima.



Classificação dos LASER's em classes:

Classe 4: Por ultimo classificamos todos os Laser's que provocam danos visuais para incidência directa, por reflexão difusa e reflexão especular. Além disto, estes Laser's podem criar fogos acidentais e produzir queimaduras na pele.



Que LASER's são usados em Comunicações de Espaço Aberto:

Neste tipo de aplicação, é comum usarem-se LASER's semicondutores que operam no infravermelho próximo (comprimento de onda típico: $\lambda=785$ nm).

Todo o sistema é construído de forma a que certos parâmetros sejam tomados em conta a comunicação seja otimizada.

Por questões de segurança, a empresa construtora deve preocupar-se essencialment Potência média de saída do feixe, o comprimento de onda a utilizar e a abertura conjugada com a distância de funcionamento do equipamento.

A combinação dos parâmetros anteriores, deve ser feita com a intenção de que o equipamento não seja susceptível de causar danos, caso por acidente uma pessoa se posicione no caminho do feixe. Por estas e outras razões os técnicos da empresa fabricante deverão efectuar prioritariamente um estudo do local onde se pretende instalar o equipamento de comunicação. Esta instalação é em geral feita em locais de difícil acesso, como por exemplo os telhados de prédios, onde a linha de acção dos LASER's é mantida desimpedida indefinidamente.

Deve ter-se também em conta que nenhum ponto do percurso poderá aproximar-se demasiado de pontos de fácil acesso.

Por estas e outras razões os técnicos da empresa fabricante deverão efectuar prioritariamente um estudo do local onde se pretende instalar o equipamento de comunicação. Esta instalação é em geral feita em locais de difícil acesso, como por exemplo os telhados de prédios, onde a linha de acção dos LASER's é mantida desimpedida indefinidamente.

Precauções a tomar na presença deste tipo de equipamentos:

Os LASER's usados neste tipo de equipamentos são em geral da classe 3b. Dado que os equipamentos contêm óptico de expansão em frente ao LASER, a densidade de potência diminui em grande parte resultando numa probabilidade de acidente diminuta.

No entanto, qualquer pessoa que se encontre próximo do equipamento, deve tomar o cuidado de não olhar diretamente para o emissor a distâncias curtas. Este tipo de precauções é sempre conveniente, pois a potência de reflexão encontrada pode ser regulada em níveis elevados (quer intencionalmente, quer por acidente).

Por outro lado, a abertura da caixa de protecção do equipamento deve ser sempre feita por técnicos especializados, uma vez que pode dar-se o caso de exposição sem o sistema expensor, o que é grave, dada a elevada potência que sai directamente do LASER.

Mediante estas possibilidades, o equipamento deve conter um sinal de alerta que estipula a classe de funcionamento do LASER (sinais como os apresentados anteriormente), e também a potência média de emissão. Deve ser também afixado nos locais de acesso à zona de fixação do equipamento um alerta para o funcionamento de um sistema com LASER integrado (conforme a gravidade dos danos que este pode causar).

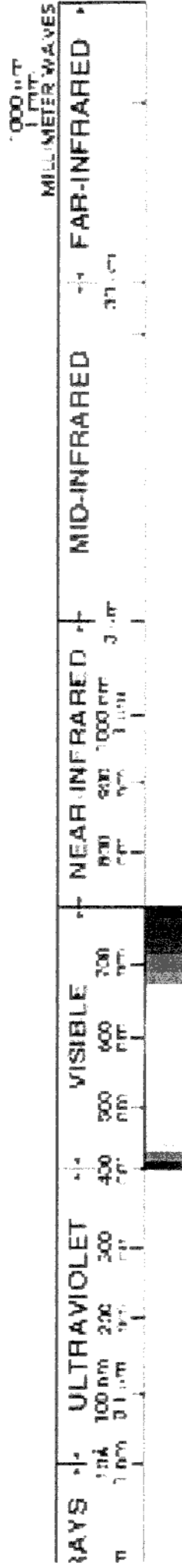
Deve ser também verificado que o percurso do feixe, não passa próximo de nenhum local de fácil acesso, como por exemplo uma janela de outro prédio.

O Que Fazer numa situação de Acidente ?

Numa situação de acidente, a pessoa lesada deve imediatamente ser transportada para um Serviço de Urgência hospitalar. O acompanhante deve dar a conhecer ao Médico de serviço o acontecimento em detalhe, tentando se possível explicar de que tipo de LASER se trata (constituição do meio LASER, classe de operação, potência de saída e comprimento de onda), para que o doente receba tratamento adequado. O máximo de informações possíveis a fornecer no hospital pode significar a cura do doente.

Anexos:

Espectro Electromagnético:



O espectro electromagnético encontra-se representado na figura anterior em termos do comprimento de onda. O comprimento de onda está relacionado com a frequência de emissão através da relação seguinte:

$$v = c / \lambda$$

Os LASER's existentes no mercado, emitem radiação a comprimentos de onda específicos. A variedade de comprimentos de onda de emissão é grande e encontra-se distribuída por todas as zonas do espectro electromagnético.

Anexos:

Definição de Termos :

Limite de Emissão Acessível (LEA): máximo nível de emissão acessível para a classe e a aplicação apropriada

Radiação Acessível: Radiação LASER á qual se pode expor o corpo humano, incluindo o olho, de acordo com os parâmetros normais de utilização do LASER

Abertura: Termo que se relaciona com o ângulo sólido de emissão do LASER.

Potência Média: Energia total de uma exposição dividida pelo tempo de duração da exposição.

Resposta de Aversão: Acção de fechar os olhos ou virar a cabeça, para evitar a exposição à radiação LASER

Diâmetro do Feixe: Diâmetro do feixe LASER na zona em que a potência por unidade de área é $(1/e)$ multiplicado pela potência de pico por unidade de área.

Funcionamento Contínuo: Tipo de funcionamento do LASER que se encontra relacionado com tempos de pulso superiores a 0.25 segundos.

Radiação Infravermelha: Radiação electromagnética com comprimento de onda superior a 700 nm e inferior a 1 mm.

Anexos:

Definição de Termos :

Irradiância: Potência por unidade de área, expressa em Watts por centímetro quadrado.

Exposição Máxima Permitida: Nível máximo de radiação LASER ao qual um ser humano pode estar exposto sem sofrer efeitos biológicos adversos nos olhos ou pele.

Zona de Perigo Nominal: Zona dentro da qual, a radiação LASER (directa, reflectida ou de Scat) não excede a Exposição Máxima Permitida.

Distância de Perigo Ocular Nominal: Distância medida no eixo de propagação do feixe LASER em que o valor da radiação não excede a Exposição Máxima Permitida.

Funcionamento Pulsado: Modo de funcionamento do LASER em que a radiação é entregue numa série de múltiplos impulsos com duração inferior a 0.25 segundos.

Energia Radiante: Energia emitida pelo LASER, expressa em Joules.

Potência Radiante: Potência emitida pelo LASER, expressa em Watts.

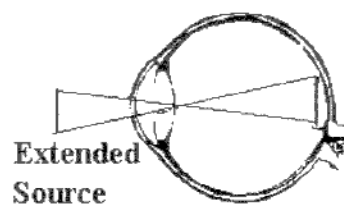
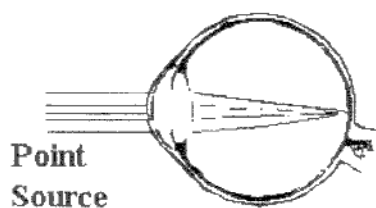
Reflexão Especular: Reflexão coerente, como é o caso da reflexão criada por um espelho.

Anexos:

Efeitos causados no Olho humano pela radiação LASER

Imagem Ocular

Comprimentos de onda entre 400 nm e 1400 nm são transmitidos pela córnea curva e pela lente para serem focados na retina. A visão directa de uma fonte pontual de luz (figura abaixo á esquerda) produz uma mancha muito pequena na retina, resultando numa elevada densidade de potência num elevado risco de acidente. Uma fonte luminosa extensa como por exemplo uma reflexão difusa de um feixe LASER que produz radiação que entra no globo ocular com um angulo elevado, chama-se uma fonte extensa. Uma fonte extensa produz uma imagem relativamente grande na retina (figura abaixo á direita) e neste caso, a energia não se encontra concentrada numa área reduzida tal como o caso de uma fonte pontual.

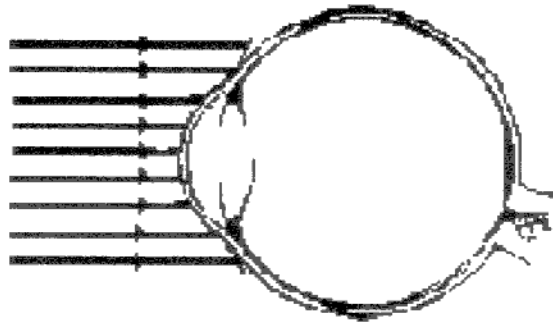


M. Pais Clemente & Luís M. C.

Anexos:

Efeitos causados no Olho humano pela radiação LASER

Ultravioleta - Próximo (315 - 400 nm) A córnea, a lente e o humor aquoso, toleram a radiação ultravioleta correspondente a estes comprimentos de onda, notando-se que o principal elemento absorvente é a lente. O processo fotoquímico que se verifica provoca a formação de cataratas.

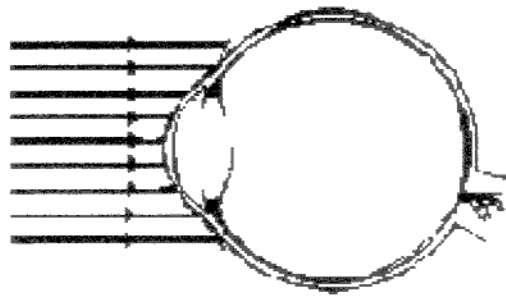


Anexos:

Efeitos causados no Olho humano pela radiação LASER

Infravermelho - B e Infravermelho - C (1400 to 1.0×10^6 nm)

O tecido da córnea absorve radiação electromagnética com comprimentos de onda superiores a 1400 nm (figura apresentada para emissão no ultravioleta). Lesões na córnea são causados pela absorção de energia por intermédio de lágrimas, causando assim aumento de temperatura e conseqüente degeneração de proteínas na superfície da córnea. Comprimentos de onda situados entre 1400 e 3000 nm penetram mais fundo e podem levar ao desenvolvimento de cataratas resultantes do aquecimento de proteínas da lente. A temperatura crítica para a formação de lesões encontra-se muito acima da temperatura normal do corpo humano.

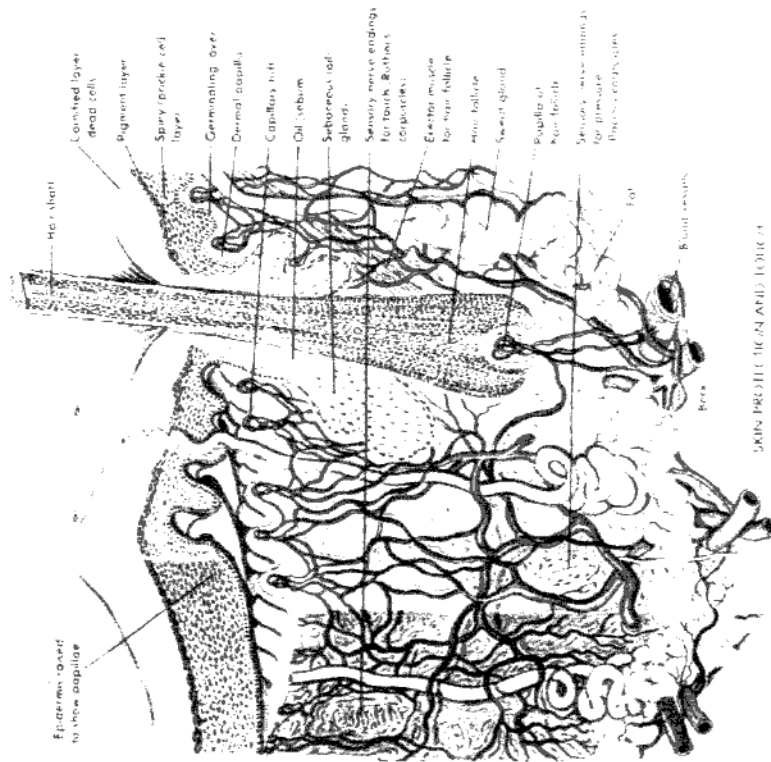


M. Pais Clemente & Luís M. C.

Anexos:

Efeitos causados na Pele humana pela radiação LASER

os da radiação LASER criados na pele:



A pele, é constituída por uma estrutura complexa de tecidos sobrepostos em camadas, conforme se pode verificar na figura ao lado (Derme, Epiderme, etc). Dependendo das características de emissão do LASER em uso, as lesões criadas na pele podem ser superficiais ou profundas, variando também a gravidade dos lesões.

Anexos:

Efeitos causados na Pele humana pela radiação LASER

Efeitos da radiação LASER criados na pele

Os efeitos na pele são geralmente considerados de menor importância excepto no caso para LASER's de elevada potência a funcionar com comprimento de onda no infravermelho. No entanto, com o uso cada vez mais comum de LASER's com comprimentos de onda na zona do ultravioleta, os efeitos sobre a pele começam a tornar-se importantes. Eritema (queimadura solar), cancro da pele e efeitos de envelhecimento rápido dos tecidos são produzidos por emissões na gama de comprimentos de onda dos 200 até aos 280 nm. O aumento de pigmentação resulta da exposição à radiação com emissões entre os 280 e 400 nm. O efeito de fotossensitização resulta da exposição da pele a radiações entre 310 e 700 nm. Laser's que emitem radiação visível e também na zona do infravermelho produzem efeitos que podem variar de um ligeiro eritema até formação de bolhas. Estas condições são reversíveis e tem geralmente tratamento. Outras, no entanto, como a diminuição da pigmentação, ulceração e criação de cicatrizações da pele, e também de órgãos mais profundos podem ocorrer devido a exposição com LASER's de elevada potência.

Anexos:

Efeitos causados no Olho humano pela radiação LASER

Resumo de Comprimentos de Onda de Luz e seus Efeitos nos Tecidos

Abaixo encontra-se um resumo da interação entre radiação óptica e vários tecidos. Os comprimentos de onda estão divididos em bandas definidas pela Commission International de Eclairage (CIE).

Banda CIE	UV-C	UV-B	UV-A	VISÍVEL	IV-A	IV-B	IV-C
	100	280	315	400	700	1400	3000
Efeitos Adversos	Inflamação da Córnea		Queimaduras Retinais		Queimaduras da Córnea		
	Cataratas		Cataratas		Cataratas		
	Eritema		Degradação de Visão Cromática Visão Nocturna		Queimaduras Térmicas da Pele		
					Queimaduras Térmicas da Pele		

Anexos:

Conclusões:

Mediante a elaboração deste trabalho, ficaram algumas ideias que parecem ser pertinentes:

- *Em primeiro lugar, existe no nosso país uma falta de informação generalizada, ac perigos inerentes ao trabalho com dispositivos LASER.*
 - *Os profissionais das comunicações em espaço aberto por LASER, conhecedores da internacionais, não parecem ainda estar preocupados com a colocação de sinais junto dos seus equipamentos em funcionamento. Lembremos que os sinais de alert evitar acidentes.*
 - *Por não ter havido ainda necessidade para tal (felizmente), os profissionais d encontram-se mal informados sobre como tratar problemas deste gabarito.*
 - *Esta falta de informação generalizada, leva à necessidade da realização de ac formação, destinadas quer a profissionais de Saúde, quer da Indústria (que em ge dispositivos LASER, para variados fins).*
-

Anexos: Referências:

Existem alguns manuais disponíveis, quer na Internet, quer em papel. Deve no entanto notar-se que tais documentos não dispõem de traduções em Português, dado que o uso de tecnologias LASER no nosso país é de certa forma recente e pouco fiscalizado. No entanto aqui ficam algumas referências (quer de universidades, quer de empresas) das quais fiz uso para a criação desta apresentação:

1. University of Waterloo home page:

www.adm.uwaterloo.ca/infohs/lasermanual/documents/tblcont.html

2. University of Illinois at Urbana-Champaign:

phantom.ehs.uiuc.edu/~rad/laser/

3. Occupational Safety & Health Administration:

www.osha-slc.gov/OshDoc/Directive_data/PUB_8-1_7.html

4. Cablefree solutions:

www.ablefree.co.uk

5. Empresa Nacional de Telecomunicações (Grupo EFACEC):

www.efacec.pt/ent/home.htm

Pilot study to evaluate the viability of chicken embryos exposed under non-ionizing radiation emitted by GSM base stations

B. J. Youbicier-Simo, R. Messagier, M. Fillion-Robin

Tecnolab Research Center, ZAC de la Thalie, Av. de l'Europe, 71100 Chalon sur Saône, France.

Introduction

Previous experiments performed in our laboratory demonstrated that continuous exposure of chicken embryos under 900 MHz GSM cell phone radiation during embryonic life (21 days) was associated with increased mortality (Youbicier-Simo et al., 1998; 2000). Base transceiver stations (BTS) are the first link of the complex network through which cell phone users communicate with each other. Information exchange between cell phones and BTS is bi-directional and is supported by microwaves pulse modulated at extremely low frequencies (ELF). Therefore, an interesting issue is whether BTS radiation can affect biology in the same way as cell phone radiation does.

Aim of the study

A pilot study was carried out to evaluate the sensitivity of chicken embryos to BTS radiation.

Materials and methods

A commercial BTS for 900 MHz GSM cell phones was installed in the incubator and was connected to an amplifier, itself wired to a relay antenna placed on the roof of the laboratory. Microwaves power over the platform supporting incubated eggs ranged from 25-60 V/m. Freshly-hatched chicken eggs without cracks (T451NI strain, SASSO Co., Sabres 40, France) were purchased from SICAMEN hatchery (Baudrières 71, France). Two groups of eggs were incubated under 37 ± 0.5 °C, 55 ± 5 % relative humidity and permanent darkness (except during candling) for 21 days. The assay group (n = 108) was exposed under BTS radiation continuously throughout the experimental session (21 days). The control group (n = 100) was not exposed. Embryonic mortality was evaluated at 2-day intervals from 3 to 13 days of development (ED3-ED13) and on the day of hatching (ED21).

Results

In the control group, embryonic mortality was low (4 dead embryos) from ED3 to ED13 and slightly increased (up to 8) from ED13 to ED21. On the other hand, in the BTS-exposed group, embryonic mortality was higher than in the control group, and rose increasingly throughout the exposure period (24 from ED3 to ED13 and 34 from ED13 to ED21). Overall mortality in the BTS-exposed group was 5 times higher than in the control group (78,5 % vs. 15 %). The distribution maps of EMF power and embryonic mortality were not correlated.

Conclusion

Together these findings indicate that under chronic exposure, BTS radiation was toxic for chicken embryos. This study was the first to show that BTS radiation can induce biological effects. Besides, present results are in line with previous data obtained in our laboratory demonstrating that under chronic exposure to 900/1800 MHz GSM cell radiation, the mortality of chicken embryos was higher than in controls (58-75 % vs. 11-16 %).

References

- BJ Youbicier-Simo, JC Lebecq, M Bastide. Damage of chicken embryos by EMFs from mobile phones: protection by a compensation antenna. Abstract of the twentieth Annual Meeting of the Bioelectromagnetics Society, St Pete Beach, Florida, USA, June 7-11, 1998.
- BJ Youbicier-Simo, JC Lebecq, G Jean, M Bastide. Mortality of chicken embryos continuously exposed under GSM cell phone radiation and validation of the effectiveness of a protective device. International Conference on Cell Tower Siting, Salzburg, Austria, June 7-8, 2000.

**O ESCLARECIMENTO DA OPINIÃO PÚBLICA, FACE A
EVENTUAIS PROBLEMAS SUSCITADOS NA PENINSULA
IBERICA POR CENTAIS NUCLEARES**

**Ignacio Lequerica
Director Técnico de Protección Radiológica**

**VIII JORNADAS PORTUGUESAS
DE PROTECÇÃO CONTRA RADIAÇÕES**

LISBOA, 29 DE NOVEMBRO DE 2001

SUMMARY

In this paper the radiation surveillance in place in Spain around nuclear installations, as well as the overall country radiological surveillance, are presented. It is described also the control of the whole system which is performed by the Nuclear Safety Council, to fulfil its duty of warranting that the operation of nuclear installations doesn't impact the environment and that its radiological quality is preserved taking into account the diverse potential sources of radioactive materials.

In the second part of the paper the public information activities of the Nuclear Safety Council are described. These activities have the objective of effectively fulfil CSN's duty of giving to the society the confidence on the fact that installations are operated in such a way that radiological safety of the workers, the population and the environment are protected.

RESUMEN

En esta ponencia se presenta el sistema de vigilancia de la radiación establecido en España en el entorno de las instalaciones nucleares, así como en todo el territorio nacional; se presenta asimismo el control que a través de dicho sistema ejerce el Consejo de Seguridad Nuclear de que la explotación de las instalaciones nucleares no afecta adversamente al medio ambiente, y que la calidad radiológica de éste se mantiene independientemente de la fuente potencial de liberación de material radiactivo.

En la segunda parte de la ponencia se detallan los mecanismos de información que el Consejo mantiene activos, con objeto de transmitir a la sociedad cómo cumple la misión que tiene asignada de proporcionar la garantía de que las instalaciones nucleares y radiactivas son operadas de manera que se protege la seguridad radiológica de los trabajadores, el público y el medio ambiente.

1. LA VIGILANCIA RADIOLÓGICA AMBIENTAL EN ESPAÑA

Introducción

La modificación del artículo 2º apartado g) de la Ley de Creación del CSN introducida por la disposición adicional primera de la Ley 14/1999 de 4 de mayo, asigna al CSN las siguientes funciones: controlar las medidas de protección radiológica del público y del medio ambiente; controlar y vigilar las descargas de materiales radiactivos al exterior de las instalaciones nucleares y radiactivas y su incidencia, particular o acumulativa en las zonas de influencia de estas instalaciones y estimar su impacto radiológico; controlar y vigilar la calidad radiológica del medio ambiente en todo el territorio nacional, el cumplimiento de las obligaciones internacionales de España en esta materia y colaborar con las autoridades competentes en materia de vigilancia radiológica ambiental fuera de la zona de influencia de las instalaciones.

Estas misiones venían siendo desempeñadas de hecho por el CSN desde su creación, pero en esta revisión de la Ley se reconoce claramente la competencia del CSN sobre la vigilancia de todo el territorio, fuera de las zonas de influencia de las instalaciones. Esto ha posibilitado que se establezca una partida de financiación de estas actividades del CSN desde los Presupuestos Generales del Estado, que ya ha sido hecha efectiva en el Presupuesto del CSN para el año 2000 y el año 2001.

En abril de 2000, por medio del Decreto 469/00, se modificó la estructura básica del CSN, dividiendo la Dirección Técnica en dos Direcciones, de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica. Con esta especialización de las direcciones, se busca una mayor eficacia en el cumplimiento de las misiones del CSN, relativas a la protección radiológica del medio ambiente y a la preparación para emergencias, que fue así mismo objeto de clarificación y refuerzo en la Ley 14/99.

El Tratado Euratom establece en sus artículos 35 y 36 que cada estado miembro debe disponer de las instalaciones necesarias para controlar la radiactividad ambiental y comunicar regularmente la información relativa a estos controles a la Comisión de la Unión Europea.

Las instalaciones susceptibles de producir vertidos radiactivos están sometidas a autorizaciones administrativas. El CSN, en cumplimiento de su función reguladora, establece durante este proceso los sistemas de limitación, vigilancia y control de los efluentes radiactivos de las instalaciones y los requisitos que deben cumplir los programas de vigilancia radiológica ambiental para dar cumplimiento a lo requerido en los títulos IV y V del Reglamento de Protección Sanitaria contra las Radiaciones Ionizantes. Los titulares de las instalaciones son los responsables de aplicar dichos programas de vigilancia (PVRA), que deben ser adecuados a las características de cada instalación y de su entorno. El CSN verifica su cumplimiento mediante la evaluación de los resultados, haciendo inspecciones periódicas y programas de control independiente, bien de modo directo o mediante encomiendas a las comunidades autónomas.

En el resto del territorio nacional el CSN ha establecido y mantiene operativa, en colaboración con otras instituciones, una red de vigilancia radiológica ambiental en el territorio nacional para satisfacer la necesidad social de vigilar y mantener la calidad radiológica del medio ambiente. Esta red de vigilancia nacional, no asociada a instalaciones, que gestiona el CSN, está constituida por:

- La red de estaciones de muestreo (REM), donde la vigilancia se realiza mediante programas de muestreo y análisis que incluyen programas de vigilancia del medio acuático (aguas continentales y costeras) y programas de vigilancia de la atmósfera y el medio terrestre, llevados a cabo por diferentes laboratorios.
- La red de estaciones automáticas (REA) de medida en continuo, que facilita datos en tiempo real de los valores de concentración de actividad en la

atmósfera, así como de los niveles de radiación ambiental en distintas zonas del país.

Estas redes de vigilancia de ámbito nacional, junto con la red de vigilancia implantada en la zona de influencia de las instalaciones, constituyen el denominado sistema Revira (redes de vigilancia radiológica ambiental).

El CSN informa regularmente a la Unión Europea de los resultados de estos programas, remitiendo directamente a la Dirección General XI de la Comisión en soporte informático los datos obtenidos.

Por otro lado, el CSN lleva a cabo un programa periódico de campañas de intercomparación analítica entre laboratorios para garantizar la homogeneidad y fiabilidad de las medidas de baja actividad, como son las que corresponden a las muestras obtenidas en los programas de vigilancia radiológica ambiental.

Vigilancia radiológica ambiental en el entorno de las instalaciones

Programas desarrollados por los titulares

En las centrales nucleares se requiere el establecimiento de un programa de vigilancia radiológica ambiental (PVRA) que proporcione datos sobre los niveles de radiactividad en las vías potenciales de exposición más importantes para las personas en cada emplazamiento y que permita verificar la idoneidad de los programas de vigilancia de efluentes y de los modelos de transferencia de los radionucleidos en el medio ambiente.

El PVRA se define en las especificaciones técnicas y se desarrolla, junto con el Procer, en el MCDE. El PVRA debe incluir un programa de muestreo, análisis y medida que proporcione información sobre radionucleidos existentes en el medio ambiente, un censo del uso de la tierra y el agua y un programa de control de calidad analítico de acuerdo con la metodología y parámetros del MCDE de cada instalación. En dicho documento se incluyen también los niveles de notificación para concentraciones de actividad en muestras ambientales, establecidos por el CSN a partir de los límites de efluentes, los requisitos sobre las capacidades de detección para los análisis de muestras ambientales y una relación de los procedimientos necesarios para la adecuada implantación del programa. Para cada uno de estos aspectos se establecen los requisitos de vigilancia y las acciones que deberán emprenderse en el caso de que se produzcan modificaciones respecto a lo especificado o bien se excedan los límites y condiciones establecidos. El número de análisis que se efectúan en estos programas es de aproximadamente 2000 por instalación y año.

Las restantes instalaciones tienen implantados programas similares que se incluyen en diferentes documentos según la instalación.

Los titulares de las instalaciones son los responsables de implantar estos programas de vigilancia, cuyo diseño se basa en las directrices del CSN y tiene en cuenta el tipo de instalación y las características del emplazamiento, tales como demografía, usos de la tierra y el agua y hábitos de la población.

El programa de vigilancia radiológica ambiental desarrollado por las instalaciones que en la actualidad se encuentran en fase de desmantelamiento y/o clausura se adapta a su situación y al tipo de instalación. Estas instalaciones son: la central nuclear de Vandellós I, la planta de tratamiento de minerales de uranio de La Haba y la fábrica de concentrados de uranio de Andújar (FUA).

Los titulares de las instalaciones remiten al CSN los datos relativos al PVRA en un informe anual y en los informes periódicos de explotación. Los resultados de los PVRA son evaluados por el CSN, que también realiza auditorías e inspecciones periódicas relativas a éstos. La Comisión de la UE puede efectuar visitas de verificación a las instalaciones de acuerdo con el artículo 35 del Tratado Euratom y, de hecho ha efectuado una de estas verificaciones en la Central Nuclear de Vandellós 2.

Vigilancia radiológica independiente del CSN en el entorno de las instalaciones

A la vigilancia radiológica ambiental que hacen los titulares en la zona de influencia de las instalaciones, el CSN superpone sus propios programas independientes de control, que lleva a cabo bien directamente o a través de los programas encomendados a las comunidades autónomas de Cataluña y Valencia. Los puntos de muestreo, el tipo de muestras y los análisis realizados, coinciden con los efectuados por los titulares.

En 1998 se inició la revisión de estos programas, modificándose su alcance, de modo que representen en torno al 5% de los PVRA llevados a cabo en cada instalación. Asimismo, se promovió la participación en su desarrollo mediante acuerdos de colaboración específicos, de los laboratorios de medida de la radiactividad ambiental integrados en la red de estaciones de muestreo (REM), ubicados en las mismas comunidades autónomas que las correspondientes instalaciones. La implantación de estos nuevos programas, denominados desde entonces programas de vigilancia radiológica ambiental independientes (PVRAIN), tuvo lugar a partir de 1999.

Vigilancia del medio ambiente fuera del entorno de las instalaciones

La red de vigilancia radiológica fuera de la zona de influencia de las instalaciones, empezó a desarrollarse en 1985, ante la inminente entrada de España en la Unión Europea. El Consejo de Seguridad Nuclear lleva a cabo la vigilancia del medio ambiente en todo el Estado, y cuenta con la colaboración de otras instituciones. Esta red está integrada por estaciones automáticas para la medida en continuo de la radiactividad de la atmósfera y por estaciones de muestreo donde se recogen, para su análisis posterior, muestras de aire, suelo y agua. Los programas

de vigilancia se desarrollaron según los acuerdos alcanzados por los países miembros de la Unión Europea para dar cumplimiento a los artículos 35 y 36 del Tratado Euratom. Se dispone de resultados de todas estas medidas desde el año 1993 y de las aguas continentales desde 1984. Ante las distintas prácticas seguidas por los estados miembros, la Comisión de la Unión Europea ha establecido, con fecha 8-6-2000 una recomendación sobre el alcance mínimo de estos programas. En dicha recomendación se establece el desarrollo de dos redes de vigilancia:

- Una red densa, con numerosos puntos de muestreo, de modo que quede adecuadamente vigilado todo el territorio de los estados miembros. Esta red se corresponde con la implantada actualmente en España, que fue ampliada de modo que se incluyeran en el 2000 muestras de leche y de la denominada dieta tipo.
- Una red espaciada, constituida por muy pocos puntos de muestreo, donde se requieren unos límites inferiores de detección muy bajos, de modo que siempre se obtengan valores por encima de éstos para poder seguir la evolución de las concentraciones de actividad a lo largo del tiempo. Esta red en España estará constituida por cinco puntos y se ha implantado a partir del año 2000.

El número de análisis que se efectúan anualmente en el conjunto de estas redes es de aproximadamente 6.500.

Red de estaciones de muestreo (REM).

Programa de vigilancia radiológica de las aguas continentales españolas.

El CSN mantiene un acuerdo específico con el Ministerio de Fomento desde 1987 que desarrolla el acuerdo marco de colaboración firmado en 1984 entre ambos organismos, relativo a la vigilancia radiológica permanente de las aguas de todas las cuencas de los ríos españoles.

El Cedex (Centro de Estudios y Experimentación de Obras Públicas) dependiente del Ministerio de Fomento, lleva a cabo un programa de recogida y análisis periódicos de las aguas de los ríos, determinándose en cada una de las muestras los índices de actividad alfa y beta totales y el denominado beta resto, que corresponde al parámetro beta total restada la contribución del potasio-40, radioisótopo natural muy abundante. Asimismo se realiza la determinación de actividad de tritio y de las actividades de los posibles radionucleidos artificiales por espectrometría gamma.

Programa de vigilancia radiológica de las aguas costeras españolas.

El programa de vigilancia radiológica ambiental en las aguas costeras españolas comenzó en 1993, año en que se firmó el primer Convenio entre el CSN y el Cedex para la implantación de esta red de vigilancia.

Las zonas de muestreo están situadas a una distancia de la costa de 10 millas, con excepción de las muestras que se recogen en los puertos, que se toman en las bocanas. Las muestras corresponden a la capa de agua superficial, y se realizan análisis de los índices de actividad alfa total, beta total y beta resto, espectrometría gamma y tritio.

Programa de vigilancia de la atmósfera y el medio terrestre

Para el desarrollo de este programa, el CSN suscribió acuerdos específicos con laboratorios de distintas universidades desde el año 1992. Actualmente cuenta con la colaboración de 18 laboratorios, distribuidos por todo el territorio nacional.

La toma de muestras incluye aire, suelo y agua de lluvia o deposición seca en ausencia de lluvia; los puntos de muestreo se sitúan en el entorno de los campus universitarios. Sobre las muestras se realizan análisis del índice de actividad beta total, espectrometría gamma y Sr-90, y además en las muestras de aire alfa total y I-131.

Control de calidad de los resultados de medidas de muestras ambientales

El CSN lleva a cabo desde 1992 un programa anual de ejercicios de intercomparación analítica con el apoyo técnico del Ciemat, en el que participan unos 30 laboratorios que miden la radiactividad ambiental, cuyo objeto es garantizar la homogeneidad y fiabilidad de los resultados obtenidos en los programas de vigilancia radiológica ambiental. En los últimos años se ha establecido una colaboración con el OIEA, que ha facilitado muestras certificadas para la ejecución de estos ejercicios y ha utilizado los resultados de las campañas del CSN en sus ejercicios de comparación entre laboratorios. Estas campañas han resultado ser un medio de probada eficacia para mejorar la fiabilidad de los resultados obtenidos en los programas de vigilancia radiológica ambiental.

Por otra parte, dada la incidencia de los procedimientos aplicados en las distintas etapas del proceso de medida de la radiactividad ambiental, se han establecido unos grupos de trabajo entre el CSN, el CIEMAT y varias universidades, para el desarrollo de procedimientos normalizados.

Red de estaciones automáticas de medida

La red de estaciones automáticas (REA) de medida está integrada por 25 estaciones distribuidas por todo el territorio nacional.

Una de las estaciones está situada en Penhas Doradas (Portugal), compartiendo emplazamiento con una estación de la red portuguesa, a la vez que una estación de la red portuguesa comparte el emplazamiento de la estación de Badajoz, lo que permite la comparación de datos.

Durante 1999 se mantuvieron de forma satisfactoria las conexiones de la red del CSN con la red de la Generalidad Valenciana y con la de la Generalidad de Cataluña, según los acuerdos específicos de colaboración en esta materia.

Se está actualmente analizando la posibilidad de interconectar así mismo la red del CSN con las existentes en el País Vasco y Extremadura.

Se cumplieron los compromisos de intercambio de datos derivados del acuerdo con la Dirección General de Ambiente (DGA) de Portugal y de la participación del CSN en el proyecto Eurdep de la Unión Europea.

Cada estación de la red proporciona datos continuamente de tasa de dosis gamma, concentración de radón, radioyodos y emisores alfa y beta en aire.

Por otra parte, el estado español dispone de una Red de Alerta a la Radiactividad (Red RAR), que es explotada por la Dirección General de Protección Civil y el Consejo de Seguridad Nuclear, constituida por 902 estaciones de medida en continuo de radiación gamma directa. Estas estaciones se distribuyen por todo el territorio nacional, con una densidad incrementada en el entorno de las centrales nucleares (30 estaciones en el radio de 30 kilómetros).

Programas especiales de vigilancia radiológica ambiental

A lo largo de los años, y como consecuencia de situaciones excepcionales, se han establecido en nuestro país programas especiales de vigilancia radiológica ambiental, que intensifican localmente dicha vigilancia. El conocimiento de la situación no perturbada del medio que proporciona la vigilancia de todo el territorio, proporciona una base inestimable para la eficacia de cualquier programa de estas características.

Entre los programas especiales de vigilancia radiológica desarrollados en nuestro país, son destacables los siguientes:

- Zona de Palomares como consecuencia del accidente aéreo allí ocurrido.
- Seguimiento de las consecuencias de Chernobyl.

Ejemplos más recientes de este tipo de programas son los siguientes:

- Vigilancia del entorno de Gibraltar durante la estancia del submarino nuclear británico Tireless.
- Vigilancia durante la intervención tras el suceso de Acerinox.
- Vigilancia a largo plazo en el Centro de Recuperación de Inertes (CRI-9) de las Marismas de Mendaña en Huelva, como consecuencia así mismo del suceso de Acerinox.

Previsiones de desarrollo

Las medidas previstas para completar y perfeccionar el sistema de vigilancia radiológica ambiental establecido en nuestro país, son las siguientes:

- Establecer dentro del año 2001 la red espaciada de vigilancia de las aguas continentales y costeras, con lo que se completará la red de estaciones de muestreo al nivel que la Comisión de la Unión Europea considera necesario para el cumplimiento del artículo 35 de Euratom. Esta red seguirá adaptándose en el futuro a las demandas que, con objeto de armonizar las prácticas en los Estados Miembros, realice la Comisión de la Unión Europea.
- Mejorar la calidad de los resultados por medio de la normalización de los procedimientos y el establecimiento de normas UNE aplicables, y mediante la continuación de las campañas de intercomparación que se vienen realizando desde 1985.
- Continuar aumentando las capacidades de la red de estaciones automáticas por medio de la interconexión de la red del CSN con nuevas redes de las comunidades autónomas (País Vasco, Extremadura).
- Mejorar los procedimientos para la comunicación de los resultados de la vigilancia radiológica ambiental a la Unión Europea y continuar realizando una publicación anual de los mismos, adicional a su inclusión en el informe anual del CSN al Congreso y Senado.

2. INFORMACIÓN Y COMUNICACIÓN PÚBLICA

Introducción

La Ley de Creación del CSN, en su artículo segundo, establece entre las funciones del organismo la de "informar a la opinión pública sobre materias de su competencia". Para dar cumplimiento a esta función, el CSN lleva a cabo un amplio programa de información y comunicación pública, que se desarrolla a través de las diversas actividades que se exponen en este capítulo.

Objetivos

El CSN es consciente de la sensibilidad que despiertan en la sociedad las cuestiones relacionadas con la radiactividad y sus usos y considera que es muy necesario que la opinión pública disponga de información veraz y objetiva sobre las actividades desarrolladas en el país en este ámbito. De hecho, la información y la comunicación públicas forman parte de los objetivos estratégicos definidos por el CSN en su *Plan de orientación estratégica*, de febrero de 1998.

Las actividades incluidas en el programa de comunicación pretenden, en líneas generales, incrementar el acercamiento del CSN al público y a los medios de comunicación y están centradas en:

- Difundir las actuaciones de la Institución.
- Promover su presencia en foros cercanos a la población.
- Incrementar la credibilidad del Organismos como punto de referencia en cuestiones de seguridad nuclear y protección radiológica.
- Situarse al alcance de la sociedad para dar respuesta a la información que ésta requiera.
- Contribuir a la formación de los ciudadanos sobre las materias de su competencia.

Áreas de trabajo

Para lograr dichos objetivos, el CSN cuenta con un departamento de Información y Comunicación que forma parte del Gabinete Técnico de la Presidencia.

Las áreas de trabajo se relacionan a continuación:

- Relaciones con los medios de comunicación y otras consultas. El CSN mantiene un permanente contacto con los medios de comunicación para informar sobre aspectos relevantes del funcionamiento de las instalaciones nucleares y radiactivas, sobre sus propias actividades y para atender a las solicitudes planteadas.
- Centro de información al público. Desde octubre de 1998 el CSN mantiene abierto al público un centro de información que recibe diariamente dos visitas de grupos escolares y otros colectivos.
- Edición de publicaciones. Se desarrolla anualmente un programa editorial en el que se incluyen obras de carácter técnico y divulgativo.
- Servicio de información en Internet. Disponible en la dirección www.csn.es, se trata de un servicio que permite consultar información que se actualiza diariamente, sobre asuntos de seguridad nuclear y protección radiológica, y sobre las actividades del CSN.
- Otras actividades. El CSN lleva a cabo ciclos de conferencias de expertos y participa en congresos, seminarios y exposiciones, entre otras actividades.

Información a los medios de comunicación y otras consultas

El CSN mantiene una relación permanente con los medios de comunicación a través de los cuales informa a la opinión pública de sus actividades y de aspectos relacionados con las materias de su competencia.

El Consejo atiende todas las demandas de información que recibe, petición de documentación o asesoramiento. Además de estas demandas de información concreta, el CSN desarrolla una política activa de comunicación: facilita la presencia de su personal técnico en entrevistas, coloquios, etcétera; difunde notas informativas sobre sucesos en las instalaciones nucleares y radiactivas o sobre aspectos relevantes relativos a las mismas; celebra ruedas de prensa; organiza jornadas, y envía a los medios las publicaciones de interés.

Para facilitar la comunicación sobre la importancia para la seguridad de los sucesos ocurridos en las instalaciones nucleares, el Consejo está utilizando desde el año 1990 la Escala Internacional de Sucesos Nucleares (INES), y tiene establecida por procedimiento la distribución de notas informativas a las instituciones y a los medios de comunicación, en función del nivel en que se clasifiquen dichos sucesos.

Durante el año 2000 se atendieron más de 400 solicitudes de información, aumentando significativamente durante el segundo semestre, sobre todo por la demanda de información referente al submarino británico *Tireless*, se celebraron seis ruedas de prensa, se difundieron siete notas informativas y el personal del CSN participó en más de 70 entrevistas en distintos medios de comunicación.

Centro de Información

El CSN dispone de un recinto exclusivamente destinado a la información al público. Se trata del Centro de Información que se encuentra en la propia sede del organismo, aunque cuenta con una entrada independiente para facilitar el acceso a los visitantes.

Inaugurado en octubre de 1998, contiene una exposición de carácter interactivo. El objetivo del centro es proporcionar información sobre las radiaciones y sus usos, así como los riesgos que representan y los mecanismos de vigilancia y control que tiene establecidos el organismo regulador. Consta de 29 módulos interactivos, instalados en un espacio de 350 metros cuadrados, y la información se distribuye en cuatro ámbitos sucesivos, más un ámbito concebido como sala de proyecciones.

Las visitas al centro son guiadas y están atendidas por personal especialmente formado para explicar la información expuesta durante las dos horas que dura aproximadamente el recorrido.

El primer ámbito, dedicado a las radiaciones, explica quiénes fueron los científicos que las descubrieron y las aportaciones que realizaron cada uno de ellos, cuántos tipos de radiaciones hay, sus fundamentos físicos y su presencia en la vida ordinaria. El segundo ámbito está dedicado a los usos de las radiaciones en diferentes actividades humanas, como la medicina (para el diagnóstico y el tratamiento), la investigación científica, la industria, la agricultura y la producción de energía eléctrica. Se explica, asimismo, la producción de combustible nuclear. En el

tercer ámbito, se pasa revista a los riesgos y servidumbres que las radiaciones suponen, desde sus efectos en la materia viva hasta la generación de residuos radiactivos. Finalmente, en el cuarto ámbito se ofrece información al ciudadano sobre los mecanismos de control establecidos por el Consejo de Seguridad Nuclear para vigilar que el uso de radiactividad no genere riesgos indebidos para las personas o el entorno.

Las visitas finalizan en la sala de proyecciones, donde se completa la información que ofrece el centro. Posteriormente se dedica un período de tiempo a jugar con aquellos módulos interactivos que más hayan llamado la atención o a consultar los puntos de información que existen en el centro, donde se puede acceder a diversos ficheros informáticos que proporcionan datos adicionales sobre las cuestiones recogidas en los módulos.

Desde su inauguración, en octubre de 1998, hasta el 31 de diciembre de 2000, el Centro de Información ha recibido un total de 14.555 visitas de los distintos colectivos escolares, universitario, institucionales y particulares.

El 24 de marzo de 2000 el Centro de Información del CSN recibió su visitante número 10.000.

La mayor parte de las visitas se concierta al comienzo del curso escolar mediante una carta de invitación a los centros educativos. Durante el año 2000 se recibieron dos visitas diarias de estudiantes y ocasionalmente una tercera de otros colectivos. En total durante el año 2000 visitaron el centro 6.432 alumnos. El número de visitantes por grupo está compuesto por una media de 30 personas.

Los estudiantes que acuden al Centro de Información rellenan una encuesta al acabar la visita, en la que contestan a preguntas relacionadas directamente con la información recibida y realizan observaciones. Las encuestas son analizadas periódicamente y las conclusiones sirven para adaptar los contenidos y mensajes transmitidos en el centro a las inquietudes planteadas por los visitantes.

Asimismo, el centro está abierto a todas aquellas instituciones, empresas o particulares que deseen visitarlo. Durante el año 2000 se recibieron 226 personas de diferentes colectivos, distintos a la comunidad escolar.

Durante el año 2001, se han programado actuaciones que permitan la difusión del centro hacia otros colectivos, como asociaciones de vecinos, asociaciones de consumidores, asociaciones de madres y padres de alumnos, etc., así como ampliar el programa de visitas a centros educativos de otras comunidades autónomas.

Edición de publicaciones

Dentro de las funciones de información y comunicación que lleva a cabo el CSN, la edición de publicaciones representa un volumen importante de actividad. Cada año el organismo elabora un programa editorial que incluye las propuestas de

edición de las distintas subdirecciones generales del organismo y que es aprobado por el Consejo. Su ejecución incluye la edición de títulos en cada una de las colecciones establecidas y su distribución posterior.

El programa está estructurado en varias colecciones, según el contenido de la publicación y del colectivo al que va dirigido.

El aumento de la actividad editorial del CSN, que en 2000 publicó 32 obras, se ha visto acompañado de un incremento en la demanda de publicaciones, tanto de organismos y empresas del sector como de particulares. Por otra parte, la apertura del Centro de Información ha dado lugar a un aumento de las tiradas, ya que a las visitas diarias de escolares se les proporciona documentación y material divulgativo y explicativo como apoyo a la visita realizada.

La ejecución del programa editorial conlleva la promoción, difusión y divulgación del fondo editorial del CSN, actualmente constituido por 208 obras. Para ello, existe una base de datos institucional que incluye más de 3.000 registros de destinatarios pertenecientes a diversos organismos, empresas, entidades y organizaciones.

A través de esta base de datos se controla el fondo editorial, la recepción de publicaciones y el control de existencias del almacén.

Las publicaciones editadas por el CSN tienen carácter gratuito, salvo las guías de seguridad. Todas ellas pueden ser solicitadas directamente al organismo por carta, fax o a través de correo electrónico o Internet, en la dirección peticiones@csn.es.

El CSN en Internet

La página web del CSN, en funcionamiento desde abril de 1997, se ha consolidado como una importante herramienta de acercamiento e información a la población.

La web contiene un índice de contenidos amplio y variado que incluye información sobre el CSN, su estructura e historia, su papel en la sociedad, sus competencias y principales actuaciones. La página actualizada entrará en funcionamiento en el primer trimestre del año próximo.

El apartado más consultado durante el año 2000 ha sido el que recoge información de última hora relacionada con las actuaciones del CSN, tales como los datos operativos de las centrales nucleares, los valores de la red de vigilancia radiológica, las notas de prensa emitidas por el organismo regulador o sus nuevas publicaciones. Mediante una conexión con las bases de datos es posible consultar datos históricos de estos parámetros (actualizados a diario), así como los resúmenes periódicos del funcionamiento y seguridad de las centrales nucleares y los sucesos

ocurridos en las instalaciones nucleares clasificados según la escala internacional INES.

Además de los contenidos de última hora, la web del CSN se complementa con otros de carácter divulgativo que permiten al público conocer diferentes aspectos de todo lo relacionado con la seguridad y la protección radiológica.

La página pone a disposición del usuario varias direcciones de correo electrónico, a través de las cuales se pueden solicitar publicaciones, gestionar visitas al organismo y a su Centro de Información, etcétera.

Desde su puesta en marcha en Internet, la página www.csn.es ha experimentado una progresiva tendencia al alza en cuanto a número de visitas. Durante el año 2000 se contabilizaron un total de 342.000 consultas, de las cuales un 70% procedían de España. El resto, se corresponde con consultas efectuadas por usuarios de todo el mundo.

El Consejo inició durante el último trimestre del año 2000 un proceso de renovación que se ha concretado en una nueva página con contenidos más acordes con la realidad social y demanda informativa que generan las actividades del CSN. Se ha incorporado un nuevo servidor que permite una navegación más ágil.

Los usuarios pueden además recabar información sobre los trámites necesarios para obtener autorizaciones de funcionamiento de las instalaciones, requisitos para obtener las licencias de operador y supervisor o sobre las convocatorias y concursos aprobados por Consejo.

Otras actividades

Ciclos anuales de conferencias

El CSN mantiene un ciclo anual de conferencias sobre cuestiones relacionadas con la ciencia y la tecnología, en general, y asuntos nucleares y sus aspectos reguladores, en particular, que representen una aportación importante o de actualidad. Las conferencias se celebran en la sede del organismo y son impartidas por expertos y representantes de prestigio de la ciencia, la tecnología o la industria. Durante el año 2000 se celebraron siete conferencias de este tipo.

El CSN difunde las invitaciones a las conferencias entre destinatarios que por el ámbito de su trabajo profesional estén relacionados con los temas tratados, siendo en todo caso el acceso libre para cualquier persona interesada.

Participación en ferias y exposiciones

Otro tipo de actividades de acercamiento al público es la participación en congresos, ferias y exposiciones. Durante el año 2000 el CSN participó en cuatro

congresos en los que instaló un “stand ” para exponer las líneas principales de su actividad. También se distribuyeron las publicaciones del CSN entre los asistentes.

AVALIAÇÃO DE KERMA-AR X ÁREA EM PROCEDIMENTOS DE FLUOROSCOPIA

Ana Figueiredo Maia¹, Helen Jamil Khoury¹, Homero Cavalcanti²

¹Departamento de Energia Nuclear-UFPE
Av. Prof. Luiz Freire-1000
Recife-PE- Brasil

²Diag Imagem, Hospital das Clínicas – UFPE
Recife – PE Brasil

RESUMO:

Neste trabalho são apresentados os valores do produto kerma-ar x área (DAP) em procedimentos de fluoroscopia realizados em dois hospitais escola de Recife - Brasil. Foram avaliadas as doses decorrentes de 78 exames de três tipos: EED (esôfago-estomago-duodenograma) e uretrocistografia. O produto kerma-ar x área foi determinado utilizando-se a câmara de transmissão acoplada ao Diamantor M2 da PTW. Os resultados mostraram que os valores do produto kerma-ar x área variaram muito entre as duas instituições, e os valores médios encontrados variaram entre 8,6 a 34 Gy.cm², para os exames de EED e de 5,9 a 25Gy.cm² para uretrocistografia .

ABSTRACT

This paper presents the product kerma-ar x area values obtained in a fluoroscopic procedures performed in two school hospitals from Recife-Brazil. A total of 78 procedures from OGD tract (Oesophageal-Gastric- Duodenal tract) and Cystourethrography examination were studied. Kerma-ar x area were determined using a transmission ionisation chamber associated to a Diamantor M2 – PTW. The results obtained showed that the average values of kerma-ar x area, from the two institutions, range between 8,6 a 34 Gy.cm², for OGD tract examination and between 5,9 a 25Gy.cm² for Cystourethrography examination.

I. INTRODUÇÃO

Segundo o United Nations Scientific Committee of the Atomic Radiaton (UNSCEAR) [1], o uso de radiações ionizantes em Medicina é a causa mais importante de exposição do ser humano às fontes artificiais de radiação. Dentre as aplicações médicas destaca-se o exame de fluoroscopia que em alguns casos requer o uso de elevados tempos de exposição, resultando em maior dose ao paciente e à equipe médica. Por outro lado, a Comissão Internacional de Proteção Radiológica (ICRP) [2] estabelece que o uso das radiações ionizantes para diagnóstico deve ser justificado e otimizado de modo a assegurar que a dose no paciente seja a menor possível para a obtenção do diagnóstico. Uma ferramenta importante no processo de otimização é a determinação de níveis de referência

de diagnóstico, conceito implementado pela ICRP 73 [2] e que têm um caráter orientativo para médicos, técnicos e físicos médicos. Para tanto é necessário um estudo detalhado sobre as doses envolvidas em cada procedimento de radiodiagnóstico médico e, em particular, nas práticas de fluoroscopia. Existem diferentes protocolos adotados para medidas dos níveis de referência de diagnóstico. Nos EUA o protocolo adotado foi a medida da exposição na entrada da pele com uma câmara de ionização na frente de um fantoma [3]. Já no Reino Unido e na maioria da Europa, o protocolo adotado foi a medida da Dose de Entrada na Pele (ESD) para radiografias individuais e do Produto Kerma-Ar-Área (P_{KA}) para exames complexos. A discrepância entre as grandezas adotadas nos EUA e na Europa para dosimetria nos pacientes é apontada por Vañó [4] como um problema que precisará ser discutido e resolvido futuramente para que haja consenso nas próximas recomendações internacionais.

Atualmente, a grandeza mais utilizada em fluoroscopia é o produto kerma-ar x área. O produto kerma-ar-área é um bom representante do risco devido à exposição à radiação, porque é uma medida de toda radiação à qual o paciente está exposto.

O produto kerma-ar-área (P_{KA}) é definido por [5]:

$$P_{KA} = \int_A K_{a,i}(A)dA \quad (1)$$

ou seja, a integral do kerma-ar incidente ($K_{a,i}$) numa área A do feixe de raios-X, perpendicular ao eixo do feixe.

Os principais organismos internacionais ainda não definiram doses de referências nem metodologias para determinação dos níveis de referência em fluoroscopia devido à complexidade de fatores que envolvem esses procedimentos, como, por exemplo, a variedade de tipos de equipamentos, a cooperação dos pacientes e a habilidade dos médicos e dos técnicos. Por esse motivo, no mundo todo estão sendo realizados levantamentos dosimétricos com o intuito de fornecer dados suficientes para a definição de níveis de referência para esses exames.

O presente trabalho tem como objetivo a avaliação das doses paciente devido aos procedimentos de fluoroscopia realizados na Região Metropolitana do Recife, capital do Estado de Pernambuco que é localizado na região nordeste do Brasil.

II- MATERIAIS E MÉTODOS

As medidas foram efetuadas em dois hospitais escola localizados na Região Metropolitana do Recife, sendo que ambos são institutos públicos. O equipamento de fluoroscopia da primeira instituição, denominada instituição A, era um telecomandado da marca Phillips, modelo super 80 CP, com intensificador de imagem de 9 polegadas e com o tubo de Raios-X sobre a mesa. Esse equipamento possui vários recursos automáticos, como, por exemplo, o controle automático da colimação e da exposição. O equipamento da instituição B é da marca Siemens com intensificador de imagem de 9 polegadas e o tubo de raios-X sob a mesa. É bem mais antigo do que o equipamento da instituição A e não possui nenhum controle automático.

As medidas do produto kerma-ar x área (P_{KA}) foram feitas utilizando uma câmara de transmissão, de fabricação da PTW- Freiburg, modelo 57523, acoplada por meio de um cabo a um medidor Diamentor M2, modelo 5737, também de fabricação da PTW- Freiburg, Alemanha. A câmara de transmissão foi posicionada na saída do colimador, abrangendo todo campo de radiação.

Para cada procedimento foram registrados o $DAP_{escopia}$, o DAP_{grafia} , DAP_{total} , o tempo total de escopia, o número total de radiografias, a tensão e a corrente durante a escopia além da tensão, o mAs e o ms para cada radiografia. A avaliação desses parâmetros em conjunto permite caracterizar os procedimentos de fluoroscopia.

III- RESULTADOS

As Figura 1e 2 mostram a distribuição dos exames por faixa etária na instituição A e B respectivamente. Observa-se a partir dos dados que a instituição A possui um público basicamente adulto enquanto que a instituição B atende fundamentalmente crianças.

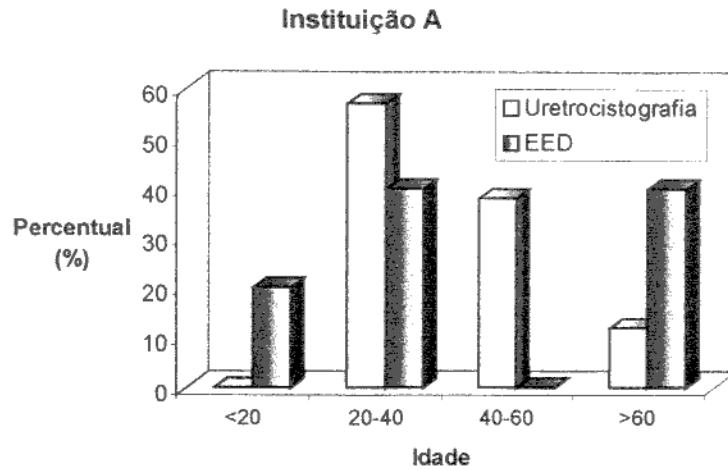


Figura 1- Distribuição dos exames por faixa etária na Instituição A

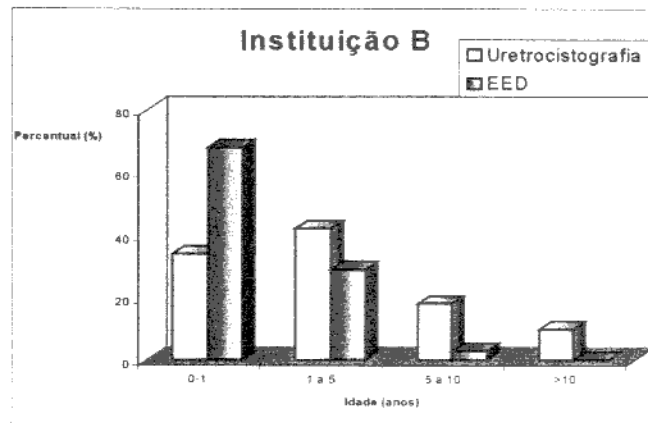


Figura 2- Distribuição dos exames por faixa etária na Instituição A

Com relação ao sexo dos pacientes, foi verificado que, no exame de EED, os pacientes do sexo masculino eram 42,9% na instituição A e 60,5% na instituição B, enquanto que no exame de uretrocistografia os pacientes masculinos eram 75% em A e 50% em B.

A Tabela I mostra os tempos médios e os números médios de radiografias realizados para cada exame nas duas instituições, bem como o valor do produto kerma-ar x área encontrado. Na figura 3 são mostrados os valores parciais do kerma-ar x área devido à escopia e à grafia.

Tabela I- Valores típicos referentes às instituições A e B para exames de EED e Uretrocistografia

Parâmetro	Instituição A		Instituição B	
	EED	Uretrocistografia	EED	Uretrocistografia
Tempo médio de escopia (min)	$3,3 \pm 1,2$	$1,6 \pm 1,1$	$4,5 \pm 1,9$	$3,5 \pm 2,5$
Número médio de radiografias	$9,1 \pm 1,5$	$5,1 \pm 1,4$	$9,9 \pm 2,9$	$9,6 \pm 3,2$
P_{KA} Total ($Gy \cdot cm^2$)	$8,6 \pm 7,0$	$5,9 \pm 3,7$	34 ± 17	25 ± 19

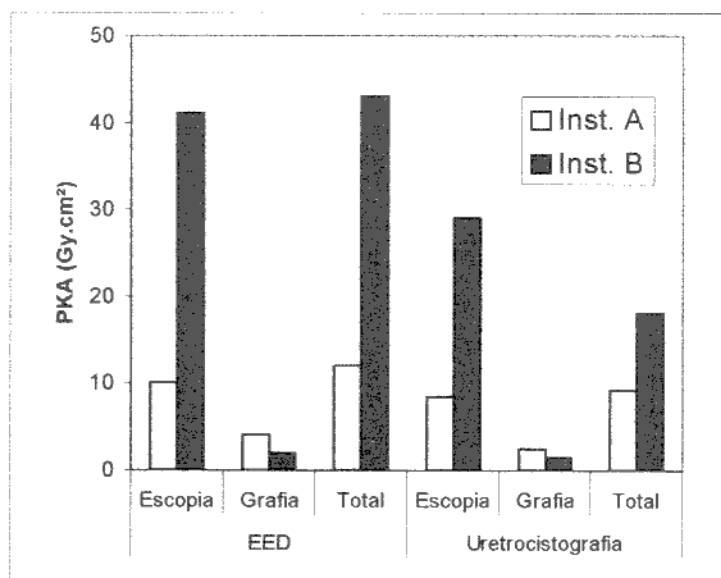


Figura 3- Valores dos Produtos kerma-ar x área parciais e totais para exames de EED e uretrocistografia realizados na Instituição A e B

Observa-se a partir dos dados que em ambos os exames os produtos kerma-ar x área totais na instituição B são superiores aos valores encontrados na instituição A, chegando a ser da ordem de 4 vezes. Este fato é extremamente preocupante pois os pacientes da instituição B são, em sua maioria, crianças, o que representa maior risco à radiação. O fato do equipamento na instituição A possuir ferramentas que permitem um controle automático da exposição e da colimação do feixe de radiação contribui para a redução da dose nos pacientes. Entretanto, no caso de grafia a instituição B apresenta valores do produto kerma-ar x área menores do que na instituição A . Isto se deve ao fato de que o valor do mAs utilizado em A é maior do que em B uma vez que os pacientes são todos adultos em B são crianças.

Na Figura 4 são comparados os valores do produto kerma-ar x área encontrados na instituição B com os valores encontrados por outros pesquisadores que também avaliaram procedimentos com um público infantil. A instituição C relacionada no gráfico refere-se a outra clínica de Recife, avaliada em trabalhos anteriores.

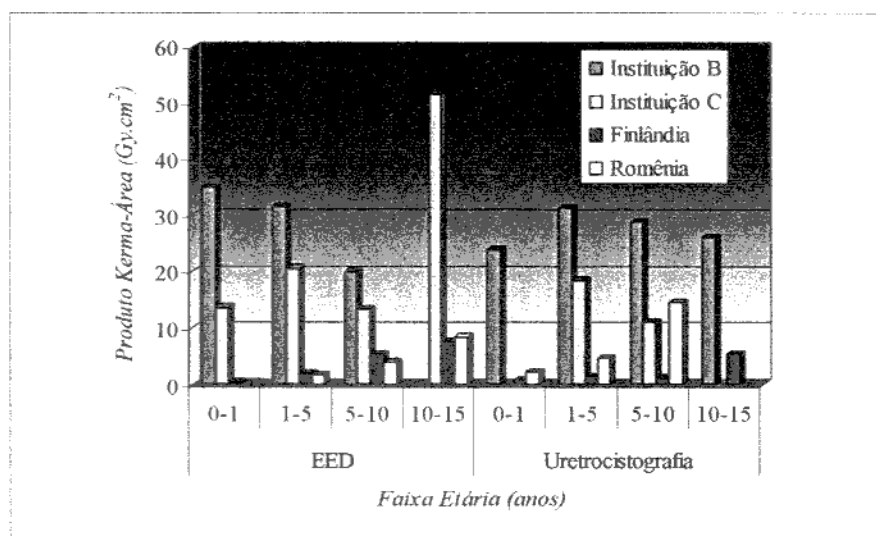


Figura 4-

Comparação dos resultados obtidos em Recife na instituição B com os obtidos na Finlândia [6], Romênia [7] e em outra instituição de Pernambuco (C) [8].

Os resultados mostram que os valores encontrados em Recife-Pernambuco são bem mais altos do que os encontrados em outros países, chegando a ser cerca de 100 vezes maiores do que os encontrados na Finlândia. Com relação à instituição C, observa-se que os valores de kerma-ar x área para os exames de EED, para pacientes com idade entre 10 e 15 anos chegam a ser da ordem de 10 vezes aos encontrados na Finlândia. Nesta faixa etária não houve nenhum paciente na instituição B durante a realização deste trabalho, de modo que não é possível avaliar a dose paciente entre as duas instituições pernambucanas. Entretanto, é de se esperar que na instituição B a dose seja maior do que na C em função do comportamento observado nas demais faixas etárias.

IV- CONCLUSÕES

Os resultados obtidos na instituição A em comparação aos da B permitem concluir que as características do equipamento da instituição A que possui controles automático de exposição e de colimação do feixe contribuem para a redução da dose no paciente.

Os valores dos produtos kerma-ar x área encontrados em B são muito elevados quando comparados aos obtidos em outros países, o que evidencia que os procedimentos realizados nesta instituição não estão otimizados. Tendo em vista que os pacientes desta instituição são crianças é fortemente recomendado a implantação de programas de garantia e qualidade a fim de reduzir a dose nos pacientes.

V- BIBLIOGRAFIA

- [1] 1. UNITED NATIONS SCIENTIFIC COMMITTEE ON THE EFFECTS OF ATOMIC RADIATION (UNSCEAR), “Sources, Effects and Risks of Ionizing Radiation”, UNSCEAR 2000 Report to the UN General Assembly, United Nations Sales Publication .
- [2] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION (ICRP); “Radiological Protection and Safety in Medicine”; Publication 73, Pergamon Press, 1996.
- [3] Wall, B. F. & SHRIMPTON, P. C.; “The Historical Development of Reference Doses in Diagnostic Radiology”; **Radiation Protection Dosimetry**, Vol. 80, Nos 1-3, p.15-20, 1998
- [4] Vañó, E.; “Protección del Paciente en Radiodiagnóstico”; Protección Radiológica 2000, Memórias del VIII Congreso Nacional de la Sociedad Española de Protección Radiológica, Maspalomas, Gran Canaria, Septiembre 2000.

- [5] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIATION UNITS AND MEASUREMENTS (ICRU); "Patient Dosimetry for X-Rays Used in Medical Imaging"; Draft of 14 March 2001.
- [6] Servomaa, A.; Komppa, T.; Heikkilä, M. & Parviainen, T.; "Patient Doses in Paediatric Fluoroscopic Examinations in Finland"; **Radiation Protection Dosimetry**, Vol. 90, Nos 1-2, p.239-243, 2000.
- [7] Diaconescu, C. & Iacob, O.; "Doses to Patients from Diagnostic Radiology in Romania"; Proceedings of Radiological Protection of Patients in Diagnostic and Interventional Radiology, Nuclear Medicine and Radiotherapy, p.53-57, Málaga, Espanha, March 2001.
- [8] Maia, A.F- Estudo Dosimétrico em Procedimentos de Fluoroscopia Realizados em Recife- Tese de Mestrado, N. 104, PROTEN/DEN-UFPE, 2001

ESTUDO DA RESPOSTA DE FOTODIODOS COMERCIAIS PARA ESPECTROMETRIA DE RAIOS-X

Iran J.O. da Silva , Helen J. Khoury, Clovis Hazin e Eronides F. da Silva Jr*

Departamento de Energia Nuclear- UFPE
Av. Prof. Luiz Freire 1000
50740-540 - Recife- PE- Brasil

* Departamento de Física- UFPE

RESUMO

O objetivo deste trabalho é o de avaliar a resposta de fotodiodos comerciais como detectores de radiação, visando o seu uso para espectrometria de feixes de raios-X de baixa energia. Os estudos foram efetuados com os fotodiodos SFH-205, SFH-206 e o BPW-34. Os resultados mostraram que a resposta dos fotodiodos é linear com a energia dos raios-X e que a resolução em energia, em FWHM, variou entre 1,9 e 4,4 keV para os fotopicos correspondentes às energias entre 11,9 e 59keV. Dentre os fotodiodos estudados, o BPW-34 apresentou a melhor resolução.

ABSTRACT

The purpose of this paper is to evaluate the response of a commercial photodiodes for low energy X-ray spectrometry. The photodiodes investigated were SFH-205, SFH-206 e o BPW-34. The results showed that the responses of the photodiodes vary linearly with the radiation energy and that the energy resolution (in FWHM) varied between 1.9keV and 4.1keV, for peaks ranging from 11.9keV to 59keV, respectively. The BPW-34 showed the best energy resolution among the photodiodes tested in this work.

I. INTRODUÇÃO

A espectrometria de raios-X tem sido amplamente utilizada em diversos setores da industria e da pesquisa, razão pela qual têm crescido os estudos sobre a resposta de detectores para raios-X de baixa energia. As propriedades desejáveis para que um detector possa ser utilizado em espectrometria das radiações ionizantes são:

- Possuir resposta proporcional à energia da radiação em estudo e boa estabilidade com o tempo, temperatura e parâmetros de operação
- Apresentar boa eficiência, isto é, elevado coeficiente de absorção da radiação, a fim de garantir alta probabilidade de absorção da radiação no volume sensível do detector, além de boa resolução. O custo do detector e as suas dimensões também são parâmetros importantes a serem considerados no momento da escolha de um detector.

Para a espectrometria de raios-X os primeiros detectores a serem utilizados foram os cintiladores sólidos. Atualmente estes detectores estão sendo substituídos pelos semicondutores, que apresentam melhor resolução em energia. O volume sensível destes detectores corresponde à região de depleção, formada pela junção de um semicondutor do Tipo-N com um do Tipo-P (Figura 1). Quando a radiação interage no volume sensível do detector, a energia depositada se distribui entre os átomos da estrutura. Se um elétron da banda de valência absorver uma quantidade de energia maior do que a diferença de energia entre as bandas de condução e de valência, passará para a banda de condução, acarretando o aparecimento de uma lacuna na banda de valência. Os portadores de carga assim criados (elétrons e lacunas) serão acelerados em direção à barreira de potencial da junção, onde serão coletados. Portadores gerados fora da região de depleção migrarão por difusão, mas não contribuirão para o aumento da corrente, a não ser que se difundam para dentro da região de depleção, onde os pares elétrons-lacunas serão separados e coletados. Como existe uma relação de proporcionalidade entre a quantidade dos portadores gerados e a energia depositada pela radiação, a resposta na saída do detector será um pulso elétrico de altura também proporcional a essa energia^(1,2).

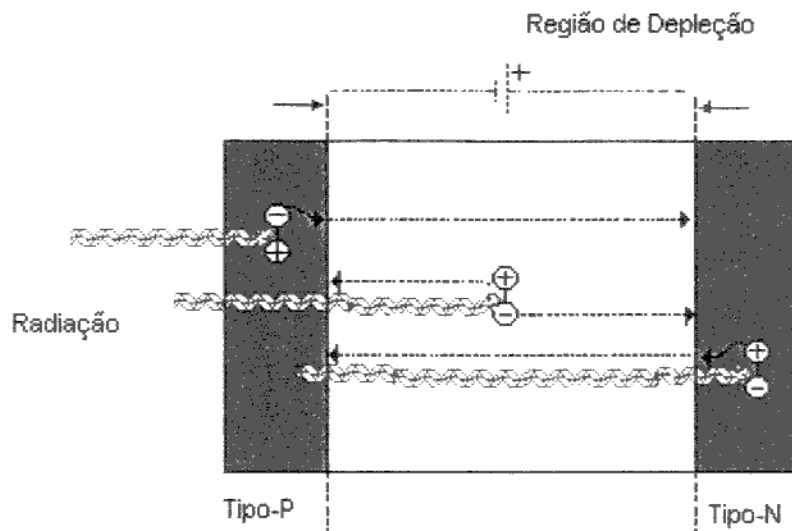


Figura 1- Esquema de um detector semicondutor

Como os fotodiodos de silício possuem o mesmo princípio de funcionamento de detectores semicondutores tradicionais, pesquisas têm sido realizadas por diversos autores visando averiguar a viabilidade do uso desses dispositivos tanto para dosimetria^(3,5) quanto para espectrometria^(6,7) das radiações ionizantes.

O objetivo deste trabalho é o de estudar a resposta de fotodiodos de silício normalmente utilizados em circuitos eletrônicos visando o seu emprego em espectrometria de raios-X e gama de baixa energia.

II MATERIAIS E MÉTODOS

Neste trabalho, foram analisadas as respostas dos seguintes fotodiodos de silício de estrutura tipo PIN: SFH-206, SFH-205 e BPW-34, da Siemens⁽⁸⁾, cujas características são mostradas na Tabela 1. O fotodiodo SFH-205 diferencia-se dos demais por possuir um filtro de luz ("Daylight filter") que o torna indicado para aplicações de 950 nm de comprimento de onda.

Tabela 1: Resumo das características dos fotodiodos BPW-34, SFH-205 e SFH-206: tensão reversa máxima (V_R), corrente de escuro I_R ($V_R = 10V$ e $25^\circ C$), capacitância nominal C ($V_R = 0V$ e $25^\circ C$), área da região ativa e faixa de resposta, $\lambda_R^{(26)}$.

Tipo	V_R (V)	I_R (nA)	C (pF)	Área ativa (mm^2)	λ_R (nm)
SFH-206	32	2	72	7,0	400-1100
SFH-205	32	2	72	7,0	900
BPW-34	32	2	72	7,0	400-1100

Inicialmente foi efetuada a caracterização elétrica de cada fotodiodo com o objetivo não só de confirmar as informações dadas pelos fabricantes, mas também de avaliar posteriormente os possíveis danos causados radiação ionizante. Essa etapa foi realizada utilizando-se um Analisador de Parâmetros de Semicondutores HP 4155A para fazer o levantamento da curva de variação da corrente em função da tensão de polarização (Curva Característica $I \times V$). Esse equipamento permite variar a tensão nos terminais do fotodiodo, de tal maneira que, partindo-se de uma tensão de polarização direta, é possível reduzi-la passo a passo, passar pela tensão zero, até atingir uma tensão reversa próxima da tensão de ruptura do dispositivo. Durante este processo, a corrente através da junção é registrada. As curvas características foram levantadas com os fotodiodos no escuro e na presença de luz. Para os fotodiodos no escuro, a tensão aplicada variou de 1V a -20V, enquanto que para os fotodiodos na presença de luz, a tensão variou de 1V a -5V. A fonte de iluminação utilizada foi uma lâmpada de 60 W, colocada à distância de 20 cm do fotodiodo. Todas as medidas foram feitas à temperatura de aproximadamente $23^\circ C$.

Para a realização das medidas do espectro de raios-X e radiação γ de baixa energia, cada fotodiodo foi encapsulado com uma capa de alumínio de espessura $3,2 \text{ mg/cm}^2$. Este invólucro foi colocado com a finalidade evitar a incidência de luz ambiente no fotodiodo, bem como reduzir o efeito do ruído eletrônico decorrente da interferência elétrica de outros equipamentos existentes no laboratório. O fotodiodo foi conectado no modo pulso à entrada do pré-amplificador sensível a carga (Canberra, modelo 2004), o qual foi conectado à entrada de um amplificador e um analisador multicanal (Canberra, modelo INSP 14). A

Figura 2 mostra o arranjo experimental utilizado. O espectro obtido foi analisado pelo programa InSpector Spectroscopy System, fornecido pela Canberra.

Para realização das medidas, foram utilizadas as seguintes fontes emissoras de raios X e γ : ^{241}Am ($19,75 \times 10^4$ Bq) e ^{133}Ba ($3,24 \times 10^4$ Bq) da marca Spectrum Techniques, modelo RSS-8. As energias de radiação X e γ , bem como as probabilidades de emissão foram obtidas do catálogo do Laboratoire de Metrologie des Rayonnements Ionisants (LMRI-CEA-1987).

A partir do espectro foi também possível determinar a eficiência de fotopico dos fotodiodos em estudo. Para tanto, foi delimitada a região do fotopico e, a partir do valor da área fornecida pelo InSpector Spectroscopy System (do multicanal), foi possível determinar a eficiência pela relação

$$\xi = C / (t \cdot A \cdot \Gamma) \quad (10)$$

onde C é a área do fotopico obtida no tempo de contagem t segundos, A é a atividade da fonte e Γ é probabilidade de emissão da radiação cuja energia corresponde à energia do fotopico.

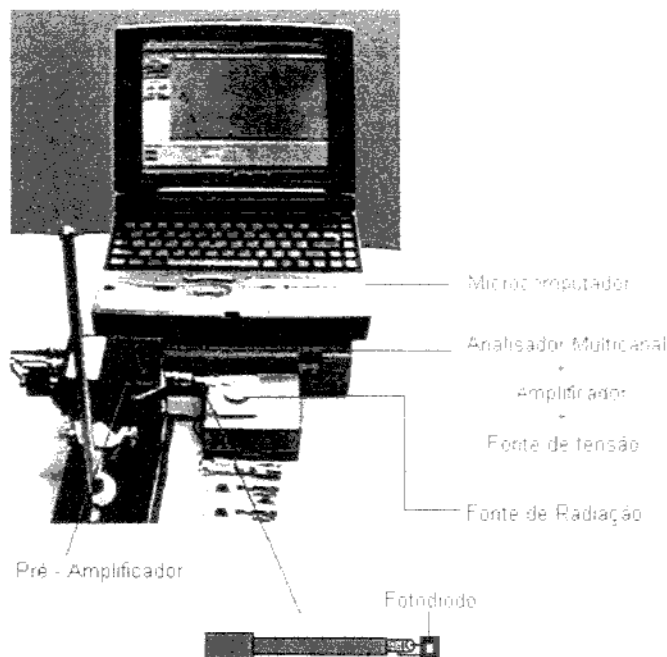


Figura 2- Arranjo experimental utilizado para as medidas com os fotodiodos

Com o sistema previamente calibrado em energia, foram feitas medidas do espectro de raios-X característicos de amostras de Ag (2,0 x 3,0 x 0,3 mm) e Pb (2,0 x 3,0 x 1,0mm). Para tanto, alinhou-se a amostra com o anodo do tubo, conforme esquematizado na Figura 3. Foi utilizado um tubo de raios-X Rörrix, modelo DR124-30-40, com uma tensão de 65 kV e corrente de 50 mA durante um tempo de 1s.

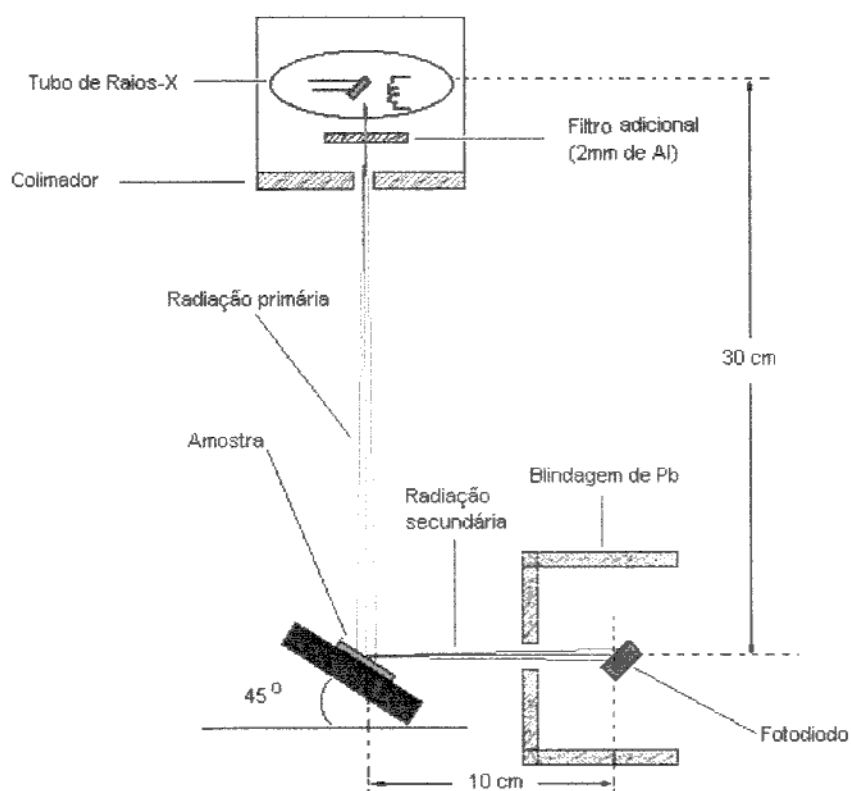


Figura 3- Esquema do arranjo experimental utilizado para medição do espectro de raios-X característicos

RESULTADOS

Na Figura 4 são apresentados os resultados da corrente medida com os fotodiodos em ausência de luz (escuro). Não são apresentados os valores da corrente em função da polarização direta, uma vez que esta não tem interesse do ponto de vista do uso dos

fotodiodos como detectores de radiação nuclear. Os resultados mostram não só que todos os fotodiodos em estudo apresentam correntes reversas da ordem de nA, aumentando com o aumento da tensão de polarização. O fotodiodo BPW-34 é o que apresenta a menor variação e o menor valor de corrente reversa

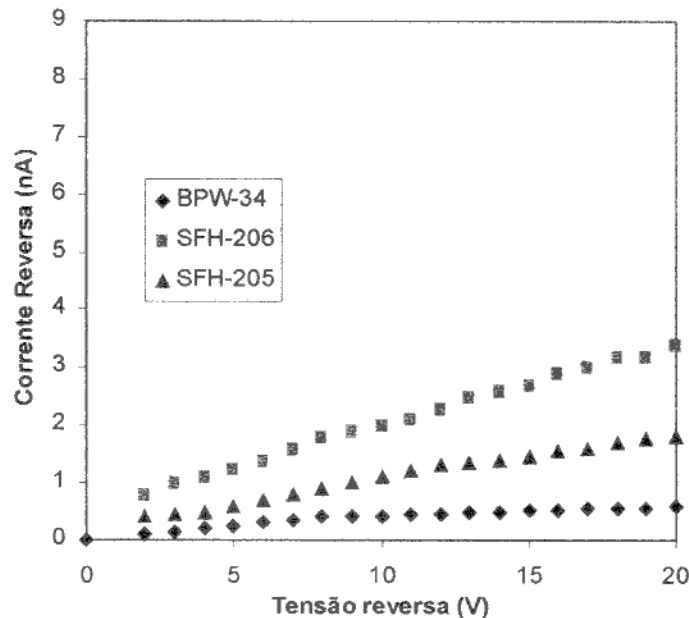


Figura 4- Curva característica I x V obtida com os fotodiodos em ausência de luz

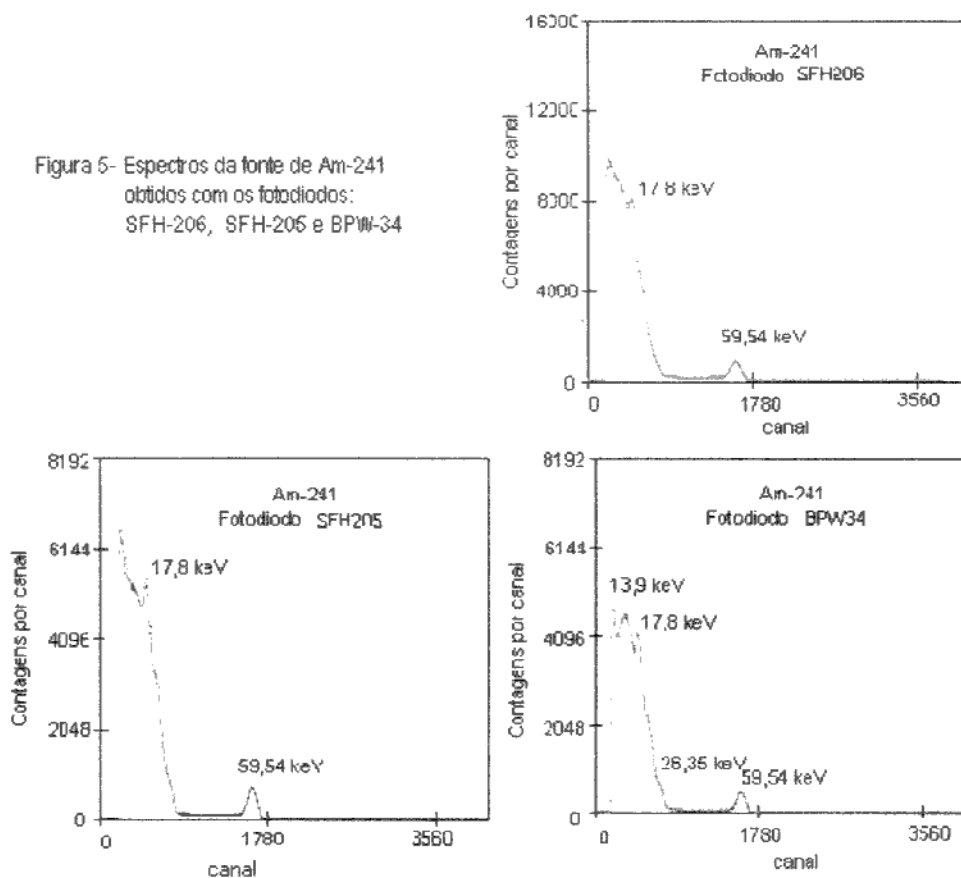
A Tabela 2 apresenta os valores da resolução encontrados para diversos valores de tensão reversa aplicada aos fotodiodos. Estes resultados mostram que, de modo geral, para todos os fotodiodos estudados a resolução variou entre 3,23 e 4,0 keV para valores de tensão entre 4V e 28V. Vale ressaltar que o fotodiodo SFH-205, apesar de apresentar menor sensibilidade à luz visível, não apresentou diferenças significativas na resolução em comparação aos fotodiodos sem filtro e de mesmas dimensões. Este resultado mostra que a presença do filtro não interfere na resposta deste fotodiodo como detector de radiação gama ou raios-X. O melhor resultado em termos de resolução (3,22 keV), foi obtido com o fotodiodo BPW-34.

A Figura 5 mostra o espectro de ^{241}Am medido com os fotodiodos SFH-206, SFH-205 e BPW-34. Os resultados mostram que só é possível observar o pico de 11,9 / 13,9 keV com o fotodiodo BPW-34, pois este apresenta o menor ruído e a melhor resolução.

Tabela 2: Resolução (keV) obtida com os fotodiodos para diferentes tensões de polarização.

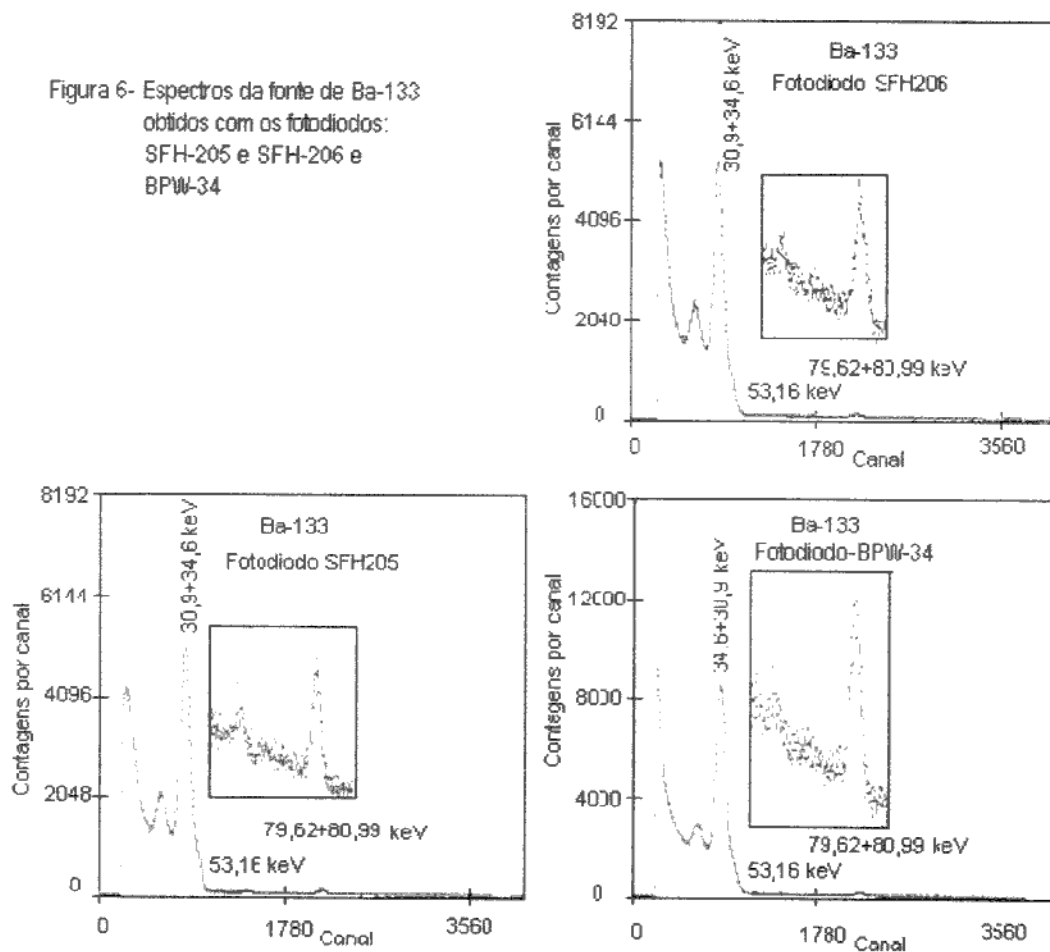
Tensão (V)	BPW-34	SFH-205	SFH-206
0	3,70	3,70	4,00
4	3,57	3,60	3,80
8	3,53	3,43	3,72
12	3,35	3,32	3,70
16	3,33	3,30	3,71
20	3,33	3,30	3,70
24	3,30	3,32	3,72
28	3,23	3,30	3,68

Figura 5- Espectros da fonte de Am-241 obtidos com os fotodiodos: SFH-206, SFH-205 e BPW-34



O espectro de ^{133}Ba , obtido com os mesmos fotodiodos, é mostrado na Figura 6. Pode-se observar que, para todos os fotodetectores, foi possível a separação dos fotopicos correspondentes às energias de 30,9/34,6 keV, 53,16 keV e 79,62/80,99 keV. Observa-se também que nos espectros aparece um pico antes do fotopico correspondente a 30,9 keV que corresponde à energia de 22,3 keV que corresponde à série K de fluorescência da prata. Esta radiação surge da interação da radiação incidente com a prata que é o material que suporta a junção semicondutora.

Figura 6- Espectros da fonte de Ba-133 obtidos com os fotodiodos: SFH-205 e SFH-206 e BPW-34



A partir dos dados dos espectros foi possível obter as curvas de calibração que relacionam o canal do fotopico com a energia da radiação, as quais estão mostradas na figura 7. A análise desses resultados revela que cada fotodiodo em estudo apresenta uma

forte relação linear entre a energia da radiação incidente e a sua resposta, uma vez que, para todos eles, o valor do coeficiente de determinação encontrado foi praticamente igual a 1. Além disso, o fato de as retas de calibração possuírem praticamente as mesmas inclinações, significa que os fotodiodos em estudo produzem praticamente as mesmas respostas (canal do fotopico) quando submetidos às radiações X e γ .

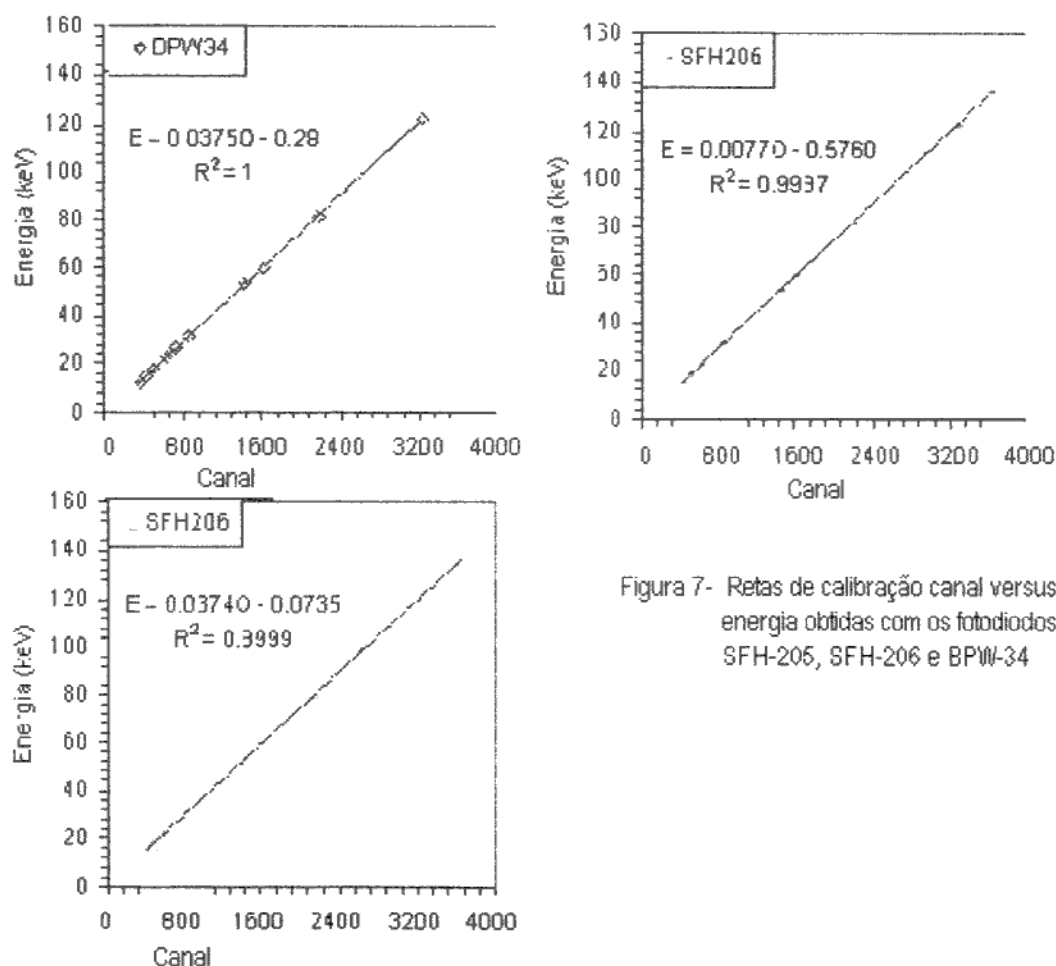


Figura 7- Retas de calibração canal versus energia obtidas com os fotodiodos: SFH-205, SFH-206 e BPV-34

A Tabela 3 mostra a eficiência de detecção dos fotodiodos para diversas energias da radiação incidente. Os resultados mostram que o fotodiodo SFH 205 apresenta a menor eficiência de detecção.

As Figuras 8 e 9 mostram, respectivamente, os espectros de raios-X característicos de amostras de Ag e Pb medidos com o fotodiodo BPW-34. A partir destes resultados pode-se observar que o fotopico no espectro de Ag corresponde às energias da série K, não sendo possível a separação das energias da série L pelo fato destas se encontrarem dentro da faixa de ruído do detector. O fotopico no espectro de Pb, por outro lado, corresponde às energias da série L. As energias da série M não foram separadas no espectro por estarem também dentro da faixa de ruído do detector.

Tabela 3- valores de eficiência de fotopico obtidos com os fotodiodos SFH-205, SFH 206 e BPW-34

Energia (keV)	BPW-34	SFH-206	SFH-205
14,41	19,73	15,20	10,12
59,54	0,49	0,51	0,44
79,6 / 80,1	0,16	0,10	0,11
122,06	0,04	0,02	0,02

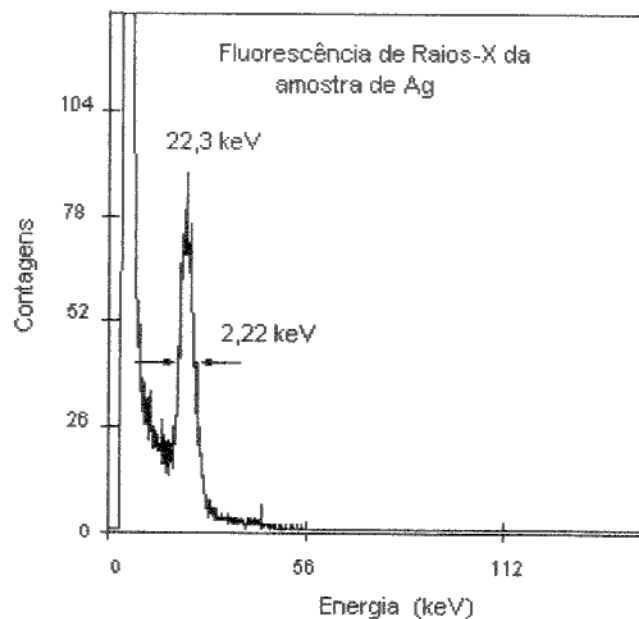


Figura 8- Espectro de fluorescência de raios-X da amostra de prata obtido com o fotodiodo BPw-34.

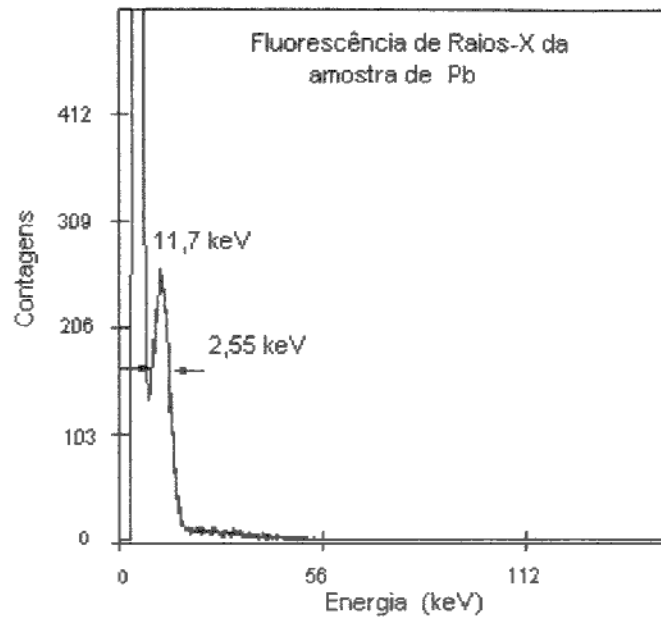


Figura 9- Espectro de fluorescência de raios-X da amostra de chumbo obtido com o fotodiodo BPw-34.

CONCLUSÕES

A partir dos resultados obtidos pode-se concluir que os fotodiodos analisados podem ser utilizados para espectrometria de raios X e γ de baixa energia com um desempenho, em termos de resolução, comparável ao dos detectores semicondutores tradicionais. As resoluções em energia encontradas variaram entre 2,2 e 4,8 keV, para energias entre 10 e 140 keV. Esta resolução é comparável à obtida com detectores de barreira de superfície, podendo ainda ser diminuída pela utilização de um pré-amplificador de menor ruído ou pelo resfriamento do detector e do FET de entrada do pré-amplificador. A separação dos fotopicos correspondentes às energias dos raios-X característicos de Ag e Pb indica que fotodiodos são uma alternativa de baixo custo para medidas de fluorescência de raios-X em substituição aos detectores tradicionais que são utilizados nestas medidas.

REFERÊNCIAS

1. Bueno, Carmen C.; Santos, M. Damy; Gonçalves, Josemary C. e Magalhães, R. R. Uso de Fotodiodos de Si na Detecção de Raios-X, Anais do II Congresso Brasileiro de Físicos em Medicina, S. Paulo, 1987, 82-85.

2. Eisen, Y.; Olsher, R. H.; Littlejohn, G. J.; Brake, R. J.; Meddles, A. *A Portable X-Ray Spectrometer / Dosimeter Based on a Silicon Diode*. Radiat. Prot. Dosim. **32**: 105 – 112, 1990.
3. Khoury, H. J.; Melo, F. de A.; Lira, C. A. B. de O. *Utilização de Fotodiodos como Detectores de Radiação Ionizante*. Anais do Congresso Geral de Energia Nuclear, Rio de Janeiro, 1986, ABEN, 1986, 66-69.
4. Nowotny, R. and Reiter, W. L. *The Use of Silicon PIN-Photodiodes as a Low Energy Photo Spectrometer*, Nucl. Instrum. Meth. (147): 477-480, 1977
5. Khoury, H.J; Hazin, C.; Mascarenhas, P; da Silva, E.F- Low cost silicon photodiode for electron dosimetry- Rad. Prot. Dosimetry, Vol. 84 (1-4), pp.341-343, 1999
6. Drexler, G. and Perzl, F. *Spectrometry of Low-Energy γ - and X-Rays with Ge(Li) Detectors*. Nucl. Instrum. Meth. (48): 332-334, 1967.
7. Pani, R. and Laitano, R. F. *Diagnostic' X-Rays Spectra Measurements Using a Silicon Surface Barrier Detector*. Phys. Med. Biol. **32** (9): 1135-1149, 1987.
8. Siemens, Silicon Photodetectors, 1986.
9. Robinson, J. W. *Handbook of Spectroscopy*. 2. Ed. , 1979, Vol. 1,11

THE USE OF NATURAL RADIONUCLIDES TO TRACE DRY DEPOSITION OF SUBMICRON AEROSOLS

REIS M.J.¹, ROSA R.N.², BROGUEIRA, A.L.¹, BETTENCOURT A.O.¹

¹Departamento de Protecção Radiológica e Segurança Nuclear,
Instituto Tecnológico e Nuclear, EN 10, Apartado 21, 2686-953 Sacavém
²Departamento de Física e Centro Geofísico de Évora, Universidade de Évora,
Colégio Luis Verney, R. Romão Ramalho, 59, 7000 Évora

Abstract. Dry deposition of submicron aerosol particles is a very complex process. According to some authors a considerable uncertainty remains in relation to the deposition velocities for small aerosol particles. In this work, short-lived natural airborne radionuclides were used to trace dry deposition fluxes of submicron particles. Local biomass-normalised deposition velocities were derived from simultaneous measurements of ²¹⁴Pb and ²¹²Pb on filters and on vegetation samples. A high-volume sampler with a flux of 67.8 m³ h⁻¹ was used to collect the aerosol particles. Size distribution measurements were performed by using a high-volume five-stage inertial cascade impactor. The activity of all the samples (filters and vegetation) was measured by γ -ray spectrometry, using a high-resolution HPGe detector (159 cm³ active volume) and analysed using the SAMPO 90 software. The obtained dry deposition flux was found to be higher for ²¹⁴Pb associated aerosols, with an average value of 2.3×10^{-2} m³ kg⁻¹ s⁻¹, compared to the value of 5.8×10^{-3} m³ kg⁻¹ s⁻¹ determined for the aerosol particles carrying ²¹²Pb.

Keywords: dry deposition, submicron aerosol particles, natural radionuclides, γ -ray spectrometry.

Resumo: A deposição seca de partículas submicrométricas do aerossol atmosférico é um processo muito complexo. Segundo alguns autores existe ainda uma significativa incerteza relativamente à velocidade de deposição das partículas submicrométricas. No presente trabalho foram utilizados radionuclídeos naturais de curto período como traçadores da deposição seca da fracção fina do aerossol. Velocidades de deposição locais, normalizadas pela biomassa foram calculadas recorrendo a medidas simultâneas de ²¹⁴Pb e ²¹²Pb em amostras de aerossol e vegetação. As amostras de aerossol foram recolhidas utilizando um amostrador de partículas de alto volume (67,8 m³ h⁻¹). Amostras fraccionadas foram efectuadas através de um impactor inercial em cascata de cinco andares. A actividade nas amostras foi determinada por espectrometria γ num detector de Ge hiperpuro de alta resolução (159 cm³ de volume activo) e para a análise dos espectros foi utilizado o software SAMPO 90. Os resultados obtidos revelaram velocidades de deposição seca mais elevadas para as partículas de aerossol associadas ao ²¹⁴Pb, com um valor médio de $2,3 \times 10^{-2}$ m³ kg⁻¹ s⁻¹, comparativamente ao aerossol associado ao ²¹²Pb, cujo valor médio obtido foi de $5,8 \times 10^{-3}$ m³ kg⁻¹ s⁻¹.

Palavras-chave: deposição seca, partículas submicrométricas, radionuclídeos naturais, espectrometria γ .

1. INTRODUCTION

Aerosol particles may be removed from the atmosphere by wet or dry deposition. On a regional scale the wet deposition process dominates, even though the magnitude of dry deposition has been difficult to evaluate because of the complexity of the mechanisms by which aerosol particles deposit to surfaces (Bondietti *et al.*, 1984). Despite its importance and the efforts that have been made to quantify the amount of dry deposition, much uncertainty still remains in our understanding of the process.

Particle dry deposition depends on atmospheric conditions and on surface and particles characteristics. Relevant atmospheric parameters are wind speed, relative humidity, temperature and atmospheric stability. Surface related parameters are friction velocity and landscape roughness. The aerosol particles most important characteristics affecting deposition include size distribution, shape, density, reactivity, higroscopicity and solubility (Sehmel, 1980; Hosker & Lindberg, 1982; Nicholson, 1988; Zufall & Davidson, 1998). Diffusion controls the deposition of aerosol particles of aerodynamic diameters <0.1 μ m, with

impaction and gravitational settling becoming increasingly important as the aerosol size increases (Bondietti *et al.*, 1984).

Considering the high degree of complexity involved in particle deposition processes, it is not surprising the somewhat conflicting values reported in the literature. While some of these inconsistencies could indicate a real variability in environmental influences, others might be due to inadequacies or artificially biased measurement techniques.

Most of the field measurements of natural aerosol dry deposition have been performed using indirect methods, for instance micrometeorological techniques, or direct methods through the use of artificial surfaces as collectors (surrogate collectors). Measurements using micrometeorological techniques have been producing values with a large range of variability (one or two orders of magnitude), which result in uncertainties about the suitability of such measurements. On the other hand, direct measurements using surrogate collectors have been criticised because these kind of artificial collectors could disturb the airflow and are not representative of the surface of interest.

Nicholson (1988), in its review article on the dry deposition of small particles, pointed out that there is an unacceptable disagreement among the measured values of deposition velocities for small particles. The same author also conclude that the most promising way for measuring particle deposition is by the release in the open field of a suitably labelled particle species, with the advantages that the variation of deposition velocity with particle size could be investigated in detail and short measurements intervals could be possible.

However, instead of releasing artificially labelled aerosol particles, naturally produced radioactive atmospheric aerosols could be used with the same purpose.

A significant amount of the airborne radioactivity in the continental boundary layer is from terrestrial origin. ^{222}Rn is a noble gas ($\tau_{1/2}=3.8$ days) which belongs to the uranium decay series. After its formation, by the decay of ^{226}Ra in the soil subsurface, ^{222}Rn diffuse into the atmosphere where it decays through several short-lived daughters (Fig. 1). The progeny of ^{220}Rn , from the thorium decay series, despite its very short half-life ($\tau_{1/2}=55$ seconds), could also contribute to the atmospheric radioactivity (Fig. 1).

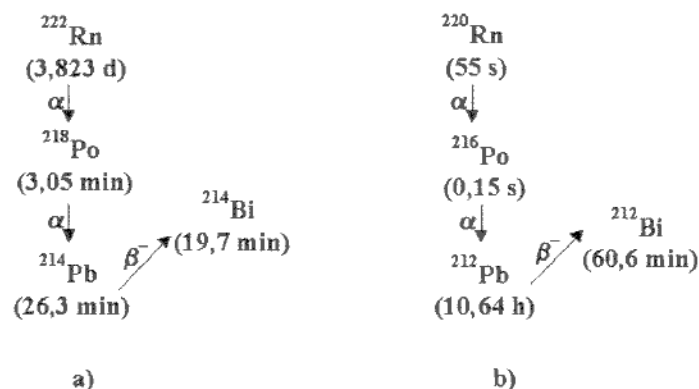


Figure 1 – Part of the natural radioactive decay series, showing the γ emitters of interest in this study, ^{214}Pb and ^{212}Pb : a) Uranium decay series; b) Thorium decay series.

Once they are formed in the atmosphere, the radon and thoron daughters isotopes will rapidly react with trace gases and vapours to form clusters or will attach to existing aerosol particles (Bondietti *et al.*, 1988; Papastefanou & Ioannidou, 1995; Wyers & Veltkamp, 1997; Horvath, 2000; Porstendörfer *et al.*, 2000). Its behaviour in the atmosphere will become that of the carrier aerosols, allowing for their use as natural selective tracers to evaluate aerosol deposition rates onto surfaces, such as vegetation. Furthermore, both ^{214}Pb and ^{212}Pb are particularly suitable to trace dry deposition processes, since those isotopes half-lives are sufficiently short to avoid possible interferences due to previous wet deposition events.

Vegetation is an important sink for airborne materials because of the reactivity of its large surface area, with foliage providing a surface of interaction for aerosol particles.

The potential advantages of using those naturally occurring radioactive isotopes to trace dry deposition of submicron particles onto vegetation under natural field conditions should be that: (1) direct measurements of dry deposition to vegetation are possible; (2) the depositing aerosol particles and the rates of removal are natural, not biased by experimental designs or by artificial collectors; (3) measurements can be performed under a variety of atmospheric conditions and at any time; (4) the selected radionuclides are both γ emitters, which means that their activity could be very rapidly measured (no need for radiochemical processing or complex sample preparation) by high-resolution γ -ray spectrometry.

The main purpose of the set of measurements reported in this work is to evaluate the suitability of using ^{214}Pb and ^{212}Pb as natural radioactive tracers of submicron aerosol particles transfer (through dry deposition) from atmosphere to land surface. The above mentioned advantages of this kind of measurements are expected to help in the understanding of the true variability and magnitude of submicron aerosol transfer rates in the atmosphere-land interface under natural field conditions.

2. MATERIAL AND METHODS

2.1. Aerosol particles

Total suspended particles were collected using a high-volume sampler (Andersen, Graseby), with a flow rate of $67.8 \text{ m}^3 \text{ h}^{-1}$, and $20 \times 25 \text{ cm}$ glass fibre filters. This type of filters has a very high collection efficiency for the short-lived radon daughters. After 3 hours of sampling each filter was rapidly prepared for counting, during 1 hour, by γ -ray spectrometry. The ^{214}Pb and ^{212}Pb activities on the filters were measured using a high-resolution (1.99 keV FWHM at 1.33 MeV) HPGe shielded detector (159 cm^3 active volume) and analysed using the SAMPO 90 software (Fig. 2). Detector efficiencies and energy/channel calibration were evaluated using a certified mixed γ -ray solution (QCY48, Amersham) with a range of energies from about 60 keV to 1836 keV.

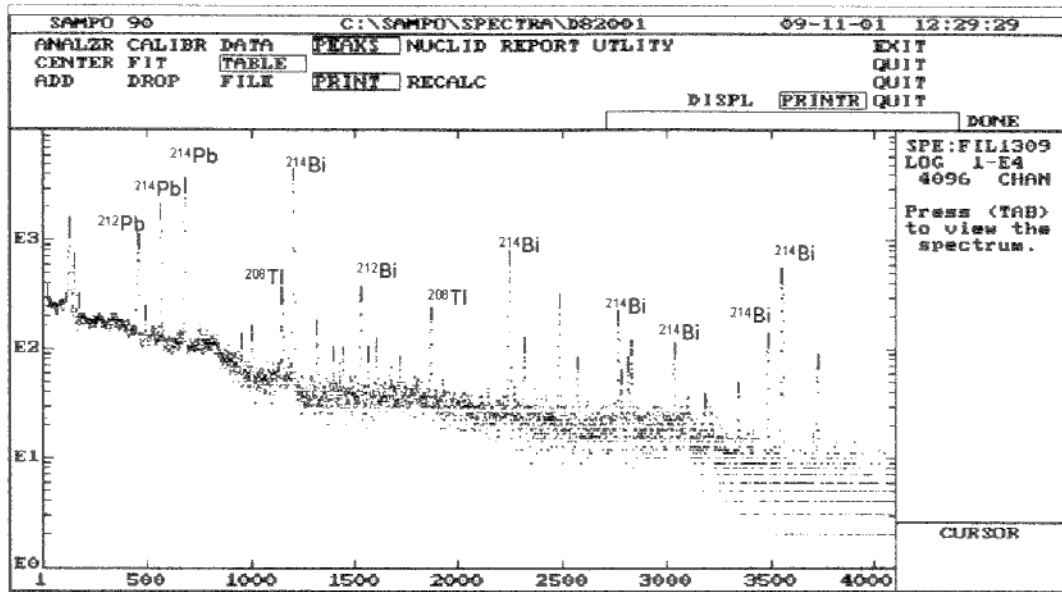


Figure 2 – Gamma-ray spectrum of an aerosol filter, showing the natural radon and thoron progeny (3 hours sampling period).

2.2. Vegetation

Vegetation samples were collected, during the aerosol sampling period, near the site where the high-volume sampler is installed. The samples were rapidly (within some minutes) prepared for γ -ray counting (during 1 hour) in 1 litre Marinelli beaker geometry (Fig. 3 shows one of the obtained γ -ray spectrum). Due to the low levels of activity, particularly on the vegetation samples, 3 hours background measurements were performed before each sample counting and subtracted to both vegetation and aerosol samples. All vegetation samples were recounted after about 48 hours in order to check the eventual contribution of supported activity. No supported activity was detected in the samples, which means that all the measured ^{214}Pb and ^{212}Pb activity comes from atmospheric deposition and not from radon or thoron present within the vegetation by the time of collection.

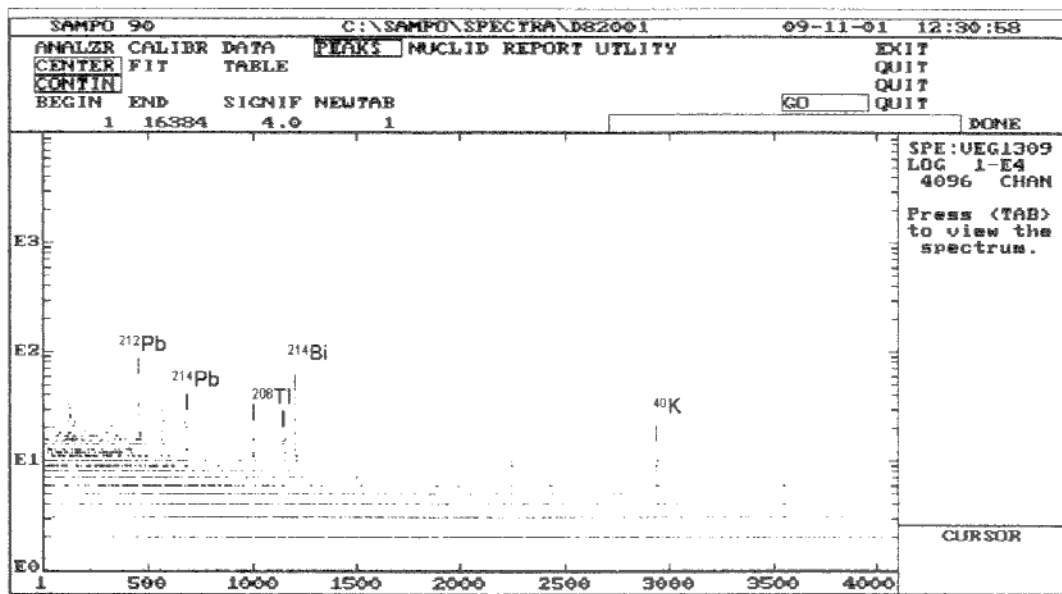


Figure 3 – Gamma-ray spectrum of a vegetation sample, showing ^{212}Pb , ^{214}Pb , ^{208}Tl , ^{214}Bi and ^{40}K .

Unlike the other isotopes, which are derived from atmospheric deposition, the ^{40}K present in the sample originate primarily from soil by root uptake. Once unsupported ^{214}Pb will decay at a half-life of 26.8 minutes, sample counting was controlled by the ^{214}Pb acquisition time. In the present case, all the samples were measured during 1 hour. Even with such a short counting time, the uncertainties on the vegetation activity values were almost always below 15% and sometimes below 10%. For the filters measurements the uncertainty was around 6%.

2.3. Size Distributions

Activity size distributions of ^{214}Pb and ^{212}Pb were measured to make sure that the selected radionuclides were representative of the submicron aerosol fraction. Fractionated aerosol samples were carried out by using a five stage high-volume cascade impactor (Sierra 235 model), with a flow rate of $67.8 \text{ m}^3 \text{ h}^{-1}$ and effective cut-off diameters of 0.49, 0.95, 1.5, 3.0 and $7.2 \mu\text{m}$. This equipment allows the collection of aerosol particles according to their aerodynamic diameter by means of increasing linear velocity in the slots of the individual impactor stages, leading to the separation of larger particles by inertia and to their settling by impaction, deflecting the smaller particles to the subsequent stages. Each impactor stage consists of an anodised aluminium plate with 10 identical parallel slotted impaction jets. Glass fibre filters ($14 \times 15 \text{ cm}$) were used as collecting substrates at the different impactor stages. The back-up filter ($20 \times 25 \text{ cm}$) collects the aerosol particles smaller than $0.49 \mu\text{m}$. The filters were dried and weighted before and after each sampling period to determine the aerosol particle load. All the filters activity was measured by γ -ray spectrometry, as described in 2.1. The activity measured in the filters was used to define the particle size distribution (under the assumption of a lognormal distribution) for individual radionuclides expressed as activity median aerodynamic diameter (AMAD).

3. RESULTS AND DISCUSSION

The presence of natural airborne radionuclides on vegetation surfaces is an indication of atmospheric deposition fluxes of the aerosol particles to which they are attached. The main advantage of using short-lived isotopes such as ^{212}Pb or ^{214}Pb is that their presence on a vegetation surface represents a finite, and well limited in time, deposition history.

The fundamental assumption on using those radionuclides to trace submicron aerosol dry deposition is that they are related to submicron particles and therefore should be representative of that aerosol fraction. In order to check the validity of this assumption, a set of activity size distribution measurements were carried out. The results show that both ^{212}Pb and ^{214}Pb activities were associated with submicron aerosol particles in the accumulation mode. On average it was observed that about 89% of the ^{212}Pb and about 80% of the ^{214}Pb activities were associated with aerosol particles with aerodynamic diameters smaller than $0.95\ \mu\text{m}$. Both isotopes presented unimodal activity distributions, as shown by the graphic plotted on Fig. 4.

The activity median aerodynamic diameter (AMAD), computed from the size distributions, ranged from 0.11 to $0.28\ \mu\text{m}$ (with geometric standard deviations σ_g of 4.6 and 2.8 , respectively) for ^{212}Pb and from 0.09 to $0.39\ \mu\text{m}$ (σ_g of 5.6 and 1.2 , respectively) for ^{214}Pb .

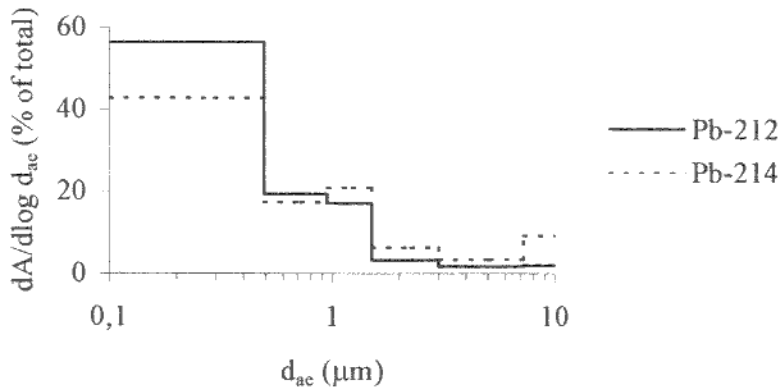


Figure 4 – Average activity size distributions of ^{212}Pb and ^{214}Pb (computed over all the sampling sets).

From the simultaneous measurements of the airborne ^{212}Pb and ^{214}Pb activities collected on filters and the activities accumulated on vegetation, a local biomass-normalised deposition velocity V_D can be derived for submicron aerosol particles following Bondietti *et al.* (1984):

$$V_D = \lambda_r C_{rv} / C_{ra} \quad [1]$$

where λ_r is the radionuclide decay constant (s^{-1}), C_{rv} is the radionuclide concentration on vegetation samples ($Bq\ kg^{-1}$) and C_{ra} is the radionuclide concentration on aerosol filters ($Bq\ m^{-3}$). The resulting deposition velocity V_D ($m^3\ kg^{-1}\ s^{-1}$) represents the air volume that is depleted of submicron aerosol particles in each second by 1 kg of vegetation. The product of V_D by the biomass density ($kg\ m^{-2}$) will result in a deposition velocity in units of $m\ s^{-1}$.

Table I summarises the obtained values for the radionuclides concentrations on vegetation samples, C_{rv} , and aerosol filters, C_{ra} , measured during the summer of 2001, as well as the corresponding values of V_D , calculated through Eq. [1].

Table I – Concentrations of ^{214}Pb and ^{212}Pb measured on vegetation and aerosol samples and the corresponding calculated V_D values.

Date	^{214}Pb			^{212}Pb		
	C_{rv} ($Bq\ kg^{-1}$)	C_{ra} ($Bq\ m^{-3}$)	V_D ($m^3\ kg^{-1}\ s^{-1}$)	C_{rv} ($Bq\ kg^{-1}$)	C_{ra} ($Bq\ m^{-3}$)	V_D ($m^3\ kg^{-1}\ s^{-1}$)
21 Aug.	44.8	0.53	3.6×10^{-2}	56.1	0.12	8.2×10^{-3}
22 Aug.	39.5	1.18	1.4×10^{-2}	49.3	0.25	3.6×10^{-3}
23 Aug.	51.8	0.86	2.6×10^{-2}	51.8	0.26	3.6×10^{-3}
24 Aug.	27.1	3.13	3.7×10^{-3}	19.1	0.37	9.2×10^{-4}
27 Aug.	40.5	0.62	2.8×10^{-2}	10.6	0.10	1.8×10^{-3}
28 Aug.	13.4	0.22	2.6×10^{-2}	40.9	0.06	1.3×10^{-2}
29 Aug.	22.8	0.81	1.2×10^{-2}	29.4	0.07	7.8×10^{-3}
30 Aug.	43.9	1.03	1.8×10^{-2}	28.3	0.11	4.8×10^{-3}
31 Aug.	49.7	1.03	2.1×10^{-2}	32.2	0.12	5.0×10^{-3}
03 Sep.	72.6	0.90	3.5×10^{-2}	38.0	0.08	8.4×10^{-3}
04 Sep.	82.2	3.95	8.9×10^{-3}	41.0	0.25	2.9×10^{-3}
11 Sep.	45.5	1.87	1.0×10^{-2}	29.0	0.08	6.8×10^{-3}
12 Sep.	23.8	1.26	8.1×10^{-3}	23.3	0.07	6.0×10^{-3}
13 Sep.	99.6	4.70	9.1×10^{-3}	33.0	n.d.	—
14 Sep.	92.1	0.46	8.7×10^{-2}	47.6	0.10	8.3×10^{-3}

n.d. = not detected

By observing the V_D values reported in Table I it can be seen that deposition fluxes of ^{214}Pb labelled aerosols are always higher than the corresponding deposition values for ^{212}Pb associated aerosols. The average local deposition flux is $2.3 \times 10^{-2}\ m^3\ kg^{-1}\ s^{-1}$ for ^{214}Pb carrying aerosols while the average value for ^{212}Pb is $5.8 \times 10^{-3}\ m^3\ kg^{-1}\ s^{-1}$.

The differences found in the deposition fluxes should not, in principle, be attributed to different aerodynamic diameters of the aerosol particles that carry ^{212}Pb and ^{214}Pb , since both radionuclides are associated with the same aerosol fraction.

The higher deposition values of ^{214}Pb associated aerosols could be a result of the existence of unattached ^{218}Po ($\tau_{1/2}=3.05$ minutes) which deposits at a higher rate (diffusion coefficient compared to a gas) and contribute to enhance the activity of ^{214}Pb on vegetation surfaces.

An interesting outcome of the presented results is the small variability on the ^{212}Pb transfer rates. The obtained ^{212}Pb V_D values ranged from $(1-13)\times 10^{-3} \text{ m}^3 \text{ kg}^{-1} \text{ s}^{-1}$, which is very similar to the results reported by Bondiotti *et al.* (1984). On the contrary, a more pronounced variability was found among the ^{214}Pb V_D values, which range from $(4 \text{ to } 87)\times 10^{-3} \text{ m}^3 \text{ kg}^{-1} \text{ s}^{-1}$. This results seems to indicate a faster response of ^{214}Pb deposition rates to changing atmospheric conditions, which is probably a consequence of its very short-life of 26.8 minutes. To further investigate this aspect, more ^{214}Pb V_D measurements should be carried out under varying atmospheric conditions, such as wind speed, and at different hours of the day.

4. CONCLUSIONS

The first conclusion of this study is that it is possible to conduct direct measurements of submicron aerosol particles deposition fluxes under unbiased field conditions, by using natural airborne radionuclides as tracers. Both ^{214}Pb and ^{212}Pb are associated to submicron aerosol particles and, for tracing purposes, could be considered as representative of this aerosol fraction. Furthermore, those isotopes short-lives are an advantageous characteristic to prevent potential interferences due to previous wet deposition episodes.

The comparatively higher deposition fluxes obtained for ^{214}Pb associated aerosols could be a result of enhanced activity of this isotope on vegetation surfaces due to the eventual contribution of its parent ^{218}Po .

The calculated ^{212}Pb deposition fluxes do not show a significant variability and are consistent with the results reported by other authors. The variation observed in the ^{214}Pb deposition fluxes should be further investigated and correlated with different atmospheric conditions.

REFERENCES

- Bondiotti E.A., Brantley J.N., Rangarajan C., (1988), Size Distribution and Growth of Natural and Chernobyl-Derived Submicron Aerosols in Tennessee, *J. Environ. Radioactivity*, **6**, pp. 99-120.
- Bondiotti E.A., Hoffman F.O., Larsen I.L., (1984), Air-to-Vegetation Transfer Rates of Natural Submicron Aerosols, *J. Environ. Radioactivity*, **1**, pp. 5-27.
- Horvath H., (2000), Aerosols - An Introduction, *J. Environ. Radioactivity*, **51**, pp. 5-25.
- Hosker R.P., Lindberg S.E., (1982), Review: Atmospheric Deposition and Plant Assimilation of Gases and Particles, *Atmospheric Environment*, Vol. 16, **5**, pp. 889-910.
- Nicholson K.W., (1988), The Dry Deposition of Small Particles: a Review of Experimental Measurements, *Atmospheric Environment*, Vol. 22, **12**, pp. 2653-2666.

- Porstendörfer J., Zock Ch., Reineking A., (2000), Aerosol Size Distribution of Radon Progeny in Outdoor Air, *J. Environ. Radioactivity*, **51**, pp. 37-48.
- Sehmel G.A., (1980), Particle and Gas Dry Deposition: a Review, *Atmospheric Environment*, Vol. 14, pp. 983-1011.
- Wyers G.P., Veltkamp A.C., (1997), Dry Deposition of ^{214}Pb to Conifers, *Atmospheric Environment*, Vol. 31, **3**, pp. 345-350.
- Zufall M.J., Davidson C.I., (1998), Dry Deposition of Particles. In: *Atmospheric Particles*, IUPAC Series on Analytical and Physical Chemistry of Environmental Systems, eds. Harrison, R.M. and van Grieken, R., pp. 425-473.

Advanced Processes for the Treatment of Radioactive Liquid Wastes. Applications to the Uranium Mining and Milling Waste Streams

Paiva, M. I. F.

**Nuclear and Technological Institute,
Department of Radiological Protection and Nuclear Safety,
Radiological Protection and Radioactive Waste Management Group**

ABSTRACT

The safe management of uranium mining and milling wastes has increasingly become a matter of a wide concern. This results partly from increased public awareness of human responsibility for safe environment practices, and partly from the importance of uranium as an alternative source of energy. Whereas public concern has tended to focus on the radiological hazard of these wastes, it is clear that non-radiological contaminants also represent a significant environmental problem. Uranium mining and milling produces large quantities of solid and liquid wastes as well as airborne contaminants. These wastes are unique among all radioactive wastes due to their large volume, long half-lives of the natural radionuclides and the potential to also originate non-radioactive environmental impacts such as acid drainage.

In the Portuguese uranium mines, the radionuclides giving rise to the radiological hazards associated with these wastes are those resulting from the uranium-238 decay series. Among them, radium-226 is the nuclide of main concern from the point of view of assessment and control of radiological hazard associated to the wastes resulting from the uranium production process. It can be found in the barren solutions of the leaching process, ion-exchange and solvent extraction liquids as well as in the tailings content and acidic seepage. These mill process effluents are the waste most likely to influence the treatment strategies of the waste streams and to affect the degree to which they can be recycled to the mine. Despite the relative success of the traditional treatment in achieving controllable discharge limits of acidity and radium-226 into the environment, there are negative consequences attached to this waste treatment technique. The most important is the production of large sludge quantities. These are transported to the tailings, especially at locations where treatment plants are located close to tailings areas, with the inevitable consequences on the management of these wastes. Acid generation can occur due to the presence of pyrite and bacterial oxidation, increasing the dissolution of heavy metals and radionuclides from the tailings, as seepage, into the discharge waters. Also the use of settling ponds has a limited efficiency in producing an effluent low in total radium-226. The improvement of the traditional process for the uranium milling waste treatment, the development and implementation of new technologies in order to reduce the amount of radium in the waste waters avoiding the "radium burden" in the tailings and recycling of the water back to the mill process have been, among others, subject of intensive research. Bench and pilot-plant studies involving new techniques such as electrochemical ion-exchange, reverse osmosis and electrochemical precipitation, indicate that further development and implementation as on-line treatment steps, will be fundamental to minimize the problems posed by decommissioning and reclamation of uranium mines.

SUBSTÂNCIAS RADIOACTIVAS EM SUCATAS METÁLICAS

R. Trindade; I. Paiva ; I. Portugal

ITN/DPRSN, Est. Nacional nº 10 – Apartado 21, P – 2686 – 953 Sacavém

RESUMO

O objectivo principal deste trabalho é alertar os agentes económicos, muito em particular os da indústria siderúrgica, para a eventualidade de nas sucatas metálicas (scrap metal) que adquirem para a produção de ferros e aços, poderem aparecer materiais contaminados, activados ou mesmo fontes radioactivas. Estes materiais quando incorporadas no produto acabado, podem causar graves riscos quer para a saúde dos trabalhadores ou do público quer para o ambiente e, conseqüentemente, causar sérios prejuízos sócio-económicos. Abordam-se ainda outros aspectos relacionados com este tema e apresentam-se algumas sugestões no sentido de minorar as conseqüências resultantes da presença de substâncias radioactivas em sucatas metálicas.

ABSTRACT

The use of contaminated or activated scrap metal in the production process of a recycling plant can introduce additional radioactivity in the molten metal plant. If not detected beforehand the products and by-products would also be contaminated. The most important measure to prevent entry of uncontrolled contaminated material in the metal scrap stream is to ensure adequate control over the materials coming from activities using radioactive materials.

The main purpose of this work is to alert the agents related to the molten metal industry against the risks for public health and the environment from scrap metal contaminated with radionuclides.

ASPECTOS GERAIS

No século passado, cerca de 50% da produção mundial de aço teve como matéria principal a sucata metálica e, actualmente, aquele valor continua em crescimento contínuo [1]. Em Portugal a situação é muito semelhante, estimando-se que sejam recicladas, actualmente, cerca de 800 000 toneladas/ano de sucata metálica. A Figura 1 ilustra um depósito de sucata metálica indiferenciada.



Figura 1 - Depósito de sucata metálica indiferenciada

A necessidade de preservar, tanto quanto possível, os recursos naturais existentes, deu à reciclagem de materiais uma importância cada vez maior no mundo actual. Esta necessidade tem sido particularmente significativa na indústria siderúrgica, com a reciclagem de sucatas metálicas utilizadas na produção de ferros e aços que, entretanto, se tornaram num dos materiais mais reciclados do mundo. Acrescem ainda as melhorias obtidas no domínio da saúde e do ambiente com a redução significativa das descargas de gases e poeiras para a atmosfera, durante os processos de produção. Por estas razões e também devido à importância que tem nos dias de hoje, a reciclagem de sucatas tem vindo a contribuir, de modo muito positivo, para o desenvolvimento sustentável. O crescente número de casos relatados na imprensa sobre incidentes/acidentes radiológicos envolvendo sucata metálica contaminada tem vindo a ser objecto de preocupação por parte da União Europeia (UE) e da Agência Internacional de Energia Atómica (AIEA). Um estudo efectuado nos Estados Unidos da América em 1998 e baseado em documentos acessíveis na época, revelou que cerca de 300 casos envolvendo fontes de radiação abandonadas e sucata contaminada tinham sido identificados em vários países do Mundo. No caso especial do cézio-137, foram referidos vinte e quatro ocorrências envolvendo a fundição destas fontes em fornos de siderurgias entre 1983 e 1998. Numa recente publicação oficial holandesa são identificadas 153 ocorrências envolvendo incidentes com substâncias radioactivas, dos quais 65% se referiam exclusivamente à presença de materiais radioactivos em sucata. No ano 2000, o número total de ocorrências aumentou para 237 e a percentagem relativa à sucata contaminada era já de 70%. O mesmo documento salienta o facto de haver uma clara alteração na natureza da contaminação e no tipo de substâncias radioactivas encontradas nas sucatas [2].

A origem das sucatas é muito variada, mas é preocupação deste trabalho chamar a atenção para as sucatas cuja origem está relacionada com a indústria nuclear e com as aplicações na indústria e na medicina de substâncias radioactivas.

O desmantelamento (dismantling) e o descomissionamento (decommissioning) de instalações nucleares dão origem a grandes quantidades de materiais classificados como

sucatas que poderão ser, ou não, radioactivas e ser, ou não, declaradas como resíduos radioactivos. Estima-se que nos próximos 50 anos, 30 milhões de toneladas de sucata resulte do desmantelamento destas instalações [3]. Muita desta sucata pode circular livremente sem ter sido declarada como material radioactivo, escapando assim aos controlos regulamentares. Todos estes materiais podem, por diversas razões, ser encaminhados para siderurgias ou fundições sem que durante o seu percurso tenham sido sujeitos a qualquer controlo radiológico regulamentar e, assim, originar a contaminação generalizada do produto final.

ASPECTOS DE PROTECÇÃO RADIOLÓGICA E REGULAMENTARES

A Protecção Radiológica, que tem como objectivo a protecção do Homem face às radiações ionizantes, assenta em três princípios fundamentais a saber:

Princípio da Justificação (de uma prática): nenhuma prática, envolvendo exposição às radiações, deve ser adoptada se, dessa prática, não resultar um claro benefício para o homem ou para a sociedade;

Princípio da Optimização ou ALARA: todas as exposições às radiações e o número de indivíduos expostos devem ser mantidos a um nível tão baixo quanto razoavelmente possível (*as low as reasonably achievable*), tendo em consideração os diversos factores de natureza económica e social;

Princípio da Limitação (de doses e riscos): a exposição de indivíduos deve estar sujeita aos limites de dose e ao controlo do risco (as doses recebidas não devem ultrapassar os limites recomendados).

A obediência aos princípios fundamentais e o cumprimento de regras simples são de extrema importância em Protecção contra Radiações. Estas regras (*tempo, distância e barreira*) baseiam-se muito no senso comum e são quase intuitivas. Relativamente ao *tempo*, é evidente que, quanto menor for o tempo de exposição à fonte radioactiva menor será a dose recebida. O mesmo se passa com a *distância*, ou seja, quanto maior for a distância à fonte de radiação menor será a dose recebida. No que se refere à *barreira*, a sua interposição entre a fonte radioactiva e o indivíduo faz diminuir a dose recebida.

Associado às sucatas metálicas estão alguns conceitos de protecção radiológica como o de *resíduo radioactivo* (radioactive waste) e *nível de libertação* (clearance level).

Por *resíduo radioactivo* entende-se “todos os materiais que contenham ou se encontrem contaminados por radionuclidos e para os quais não se encontra prevista qualquer utilização” [4]. No contexto da gestão de resíduos radioactivos, *resíduo isento* é aquele para o qual se prescindiu do controlo regulamentar de acordo com o nível de libertação, uma vez que os perigos radiológicos associados são desprezáveis [5]. Evidentemente os valores de concentração ou de actividade total dos resíduos radioactivos são superiores aos valores dos níveis de libertação.

O conceito de nível de libertação aplica-se a todos os materiais que previamente foram objecto de regulamentação. O *nível de libertação* é “a quantidade máxima de radioactividade abaixo da qual é possível prescindir de controlo regulamentar” [6]. Significa isto que, uma vez definido pela Autoridade Competente um nível de libertação, todo o material resultante de uma prática fica liberto dos requisitos legais e pode ser encaminhado para reciclagem ou reutilização, se o seu conteúdo radioactivo for inferior ao valor do nível de libertação. Embora o nível de libertação possa estar muito bem definido, a decisão da sua aplicação baseia-se no critério individual da

Autoridade Competente, assente na avaliação, caso a caso, de uma prática que origina materiais contaminados ou activados [7]. A Tabela 1 apresenta valores de níveis de liberação recomendados pela Comissão Europeia (CE) para alguns radionuclidos mais comuns em sucatas [1].

Radionuclido	Nível de liberação ($Bq.kg^{-1}$)
^{60}Co	100
^{192}Ir	100
^{137}Cs	1000
^{226}Ra	10
Unat	1000
^{241}Am	100

Tabela 1 – Valores de níveis de liberação recomendados pela CE [1].

Na Tabela 2 apresentam-se valores de níveis de liberação, em termos de contaminação superficial, de alguns radionuclidos presentes em sucatas, recomendados pela CE [6].

Radionuclido	Reciclagem ($Bq.cm^{-2}$)	Reutilização directa ($Bq.cm^{-2}$)
3H	100 000	10 000
^{14}C	1000	1000
^{60}Co	10	1
^{125}Sb	100	10
^{137}Cs	100	10
^{238}U	0,1	0,1
^{241}Am	0,1	0,1

Tabela 2 – Valores de contaminação superficial recomendados pela CE [6].

Uma vez detectada a presença das fontes de radiação é de extrema importância tomar medidas imediatas que passam por: avisar o organismo que tem a capacidade técnico-científica no domínio da protecção contra radiações ionizantes, manter as pessoas afastadas do camião ou vagão (aumento da distância à fonte radioactiva, diminuição da dose), encaminhar o camião ou vagão para um local isolado (aumento da distância à fonte radioactiva, diminuição da dose), não permanecer muito tempo no local de estacionamento (redução do tempo de exposição, diminuição da dose) e não mexer e não tentar abrir qualquer contentor ou pacote com o sinal de RADIOACTIVO.

A IMPORTÂNCIA DAS BASES DE DADOS

A primeira base de dados a incluir este tipo de ocorrências surgiu no Reino Unido em 1996. O National Radiological Protection Board (NRPB) a Health and Safety Executive (HSE) e a Environment Agency (EA) estabeleceram a *Ionising Radiation Incident Database*, IRID, uma base de dados especificamente concebida para registar os acidentes e incidentes radiológicos envolvendo a exposição ocupacional, real ou potencial, do público. Contudo, e porque se considerou a expressão “*incidente*” de carácter mais abrangente que a expressão “*acidente*”, foi decidido usar a primeira na designação da base de dados. A definição usada pela IRID é: “*An ionising radiation incident is any unintended or ill-advised event, including events resulting from operator*

error, equipment failure, or the failure of management systems that warranted investigation” [8].

A criação e implementação desta base de dados tem sido importante fundamentalmente em dois aspectos: por um lado a identificação e a classificação do tipo de acidentes/incidentes que ocorrem com fontes seladas e sucatas metálicas permitindo identificar causas-tipo para as ocorrências e, por outro, as potencialidades que uma ferramenta como a IRID possui no âmbito da informação rápida e eficaz do público em geral. Este facto é tanto mais importante se se considerar o tradicional receio que o público manifesta relativamente a ocorrências envolvendo temas como *radioactividade e nuclear*.

A base de dados destina-se a uma audiência lata, nomeadamente, formadores, consultores e gestores que podem utilizar os dados dos “case-study” de modo prático e é vocacionada para a opinião pública. Os denominados “case-study” incluídos na IRID estão agrupados nas seguintes áreas temáticas: materiais radioactivos não-selados; medidores de nível industriais; reciclagem e sucata metálica; radiografia X e gama; usos e aplicações de equipamento de raios-X; medidores de densidade; outras aplicações das radiações.

No âmbito do trabalho aqui apresentado, consideramos apenas os “case-study” referidos na reciclagem e sucata. Até 1999, apenas cinco ocorrências envolvendo sucata metálica “radioactiva” se encontravam relatadas na IRID [8]. São elas:

- Detecção de radioactividade num carregamento de sucata metálica, à entrada de uma fundição inglesa, através de um controlo de rotina usando um monitor de radiação portátil. Um aumento ligeiro do fundo de radiação natural levou à investigação do conteúdo do carregamento revelando a presença de cézio-137 num monitor de pressão proveniente de uma linha de montagem fabril que se havia perdido aquando do desmantelamento da fábrica;
- Detectores gama instalados à entrada de uma unidade de reciclagem accionaram os alarmes à da passagem de um transporte de sucata de aço. Uma investigação inicial da carga com equipamento de detecção de radiação portátil, revelou a existência de dois objectos de aspecto luminoso e fortemente radioactivos. Análises posteriores revelaram a presença de rádio-226. Foi também detectada uma pequena área contaminada no local onde os objectos foram encontrados;
- Detecção de radioactividade num carregamento de sucata constituída por tubos de aço inox. A contaminação foi identificada pela existência de uma fina camada de material revestindo o interior dos tubos. Este depósito resulta, de um modo geral, quando minerais contendo urânio natural ou tório foram bombeados através da tubagem. Também na área onde estavam armazenados os tubos, foi detectada uma pequena contaminação;
- Detecção de radioactividade num carregamento de sucata de cobre-níquel importada da Europa de Leste. A presença da radioactividade só foi detectada após o processamento da sucata, tendo sido identificados cézio-137 e cézio-134 não só nos subprodutos do processamento mas também nas áreas de armazenamento;
- Um carregamento de sucata originária de Leste, despoletou os alarmes dos detectores de radiação colocados à entrada de uma empresa britânica processadora de sucata. Uma análise da carga com detectores de radiação portáteis revelou a existência de cinco objectos responsáveis pela radiação

detectada. Uma análise posterior desses objectos identificou a presença de urânio-238.

A UE julgou prioritário encorajar o estabelecimento de outras bases de dados para incidentes/acidentes compatíveis em todos os Estados-Membros, pretendendo uma disseminação rápida de toda a informação relativa aos “case-study” assim como das lições aprendidas na análise dos mesmos. Portugal, apesar do reduzido número de incidentes de que se tem conhecimento até ao momento, terá todas as vantagens em desenvolver a sua própria base de dados em consonância com aquela que os restantes Estados-Membros da UE irão desenvolver. Este facto é tanto mais importante quanto maior é a consciência de que o transporte transfronteiriço de sucatas metálicas potencialmente contaminadas ou activadas fora do controlo regulamentar, poderá constituir um negócio altamente rentável mas extremamente perigoso para a saúde pública dos cidadãos.

EXEMPLOS DE INCIDENTES/ ACIDENTES. SITUAÇÃO PORTUGUESA

Os exemplos dos vários incidentes/acidentes envolvendo materiais radioactivos e sucatas metálicas que aqui se apresentam, constituíram os mais importantes até hoje relatados por organismos internacionais, com forte impacto junto da opinião pública, não só em face dos danos ambientais provocados mas, principalmente, em termos do número de pessoas afectadas e do tipo de consequências que deles resultou. Também em território nacional, ocorreram algumas situações em que substâncias radioactivas, misturadas com sucatas metálicas, foram detectadas e recolhidas antes de entrarem nos fornos de fundição.

Acidente em Goiânia, Brasil

Em 1987, iniciou-se a demolição de uma instalação de radioterapia em Goiânia, sem o conhecimento da existência de uma fonte radioactiva abandonada no local. Duas pessoas removeram a cabeça do irradiador e levaram-no para casa para desmantelar. Durante este processo a fonte selada rompeu-se, libertando o cloreto de cézio que é um sal altamente solúvel e facilmente dispersável. As partes metálicas foram vendidas para um sucateiro local. Após algum tempo, várias das pessoas envolvidas começaram a desenvolver problemas gastrointestinais. Este facto alertou o Departamento de Saúde da cidade e desencadeou toda uma cadeia de operações que levou à descoberta do acidente. Neste grave acidente foram controladas 112 000 pessoas, quatro das quais morreram. Resultou ainda a contaminação de vastas áreas e grandes quantidades de resíduos radioactivos de diferentes tipos que tiveram de ser removidos para armazenamento em local próprio [9].

Acidente em Istambul, Turquia

O acidente ocorrido em Istambul, embora também envolvendo fontes radioactivas vendidas a um sucateiro, tem características diferentes do acidente de Goiânia. Uma empresa licenciada pela Turkish Atomic Energy Authority (TAEK), preparou em 1993 três pacotes (contentores) Tipo B(U) com três fontes seladas de cobalto-60, usadas em radioterapia, para devolução ao fornecedor. Contudo, não os devolveu de imediato e guardou-os, após várias mudanças de local, numa área livre adjacente ao seu armazém

geral em Istambul. Esta área foi vendida e os novos proprietários não tendo ideia do conteúdo dos pacotes venderam-nos a um sucateiro. A 10 de Dezembro de 1998, um dos pacotes foi aberto e retirada a protecção, ficando assim todos os presentes expostos à radiação. Uma vez que o sucateiro se localizava numa zona residencial do distrito de Istambul, durante as semanas seguintes várias pessoas apresentaram uma sintomatologia própria de exposição às radiações. Um total de 404 pessoas foram controladas no hospital, dez das quais exibiam sinais de exposição aguda às radiações, cinco tiveram de permanecer hospitalizadas 45 dias e uma apresentava sinais graves de alterações ao nível da pele dos dedos da mão direita, induzidas pela radiação [10].

Acidente em Algeciras, Espanha

A 11 de Junho de 1998, a AIEA informou os países membros que níveis anormais de céσιο-137 haviam sido detectados na atmosfera em França, Suíça, Itália e Alemanha. Devido ao facto de os valores detectados, entre Maio e Junho do mesmo ano, serem diminutos e se referirem apenas a este radionuclido, afastou de imediato a hipótese de acidente envolvendo um reactor nuclear. No dia seguinte, a AIEA relatou que o Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) de Espanha, a informara da ocorrência de um acidente radiológico numa siderurgia em Algeciras, no sul do território espanhol. Investigações posteriores revelaram que uma fonte de céσιο-137 havia sido introduzida, acidentalmente, juntamente com a restante sucata metálica num dos fornos da siderurgia. Uma contaminação foi posteriormente detectada no sistema de filtração desse mesmo forno. Esta siderurgia possui dois detectores de radiação instalados em pórticos, um na entrada principal e outro num cais de carga e descarga de sucatas. Toda a sucata de origem nacional passa pela entrada principal enquanto que a sucata importada entra pelo cais. O pórtico deste último encontrava-se inoperacional desde Março do mesmo ano. No dia do acidente, toda a sucata entrada na instalação era importada pelo que a sua entrada se fez pelo cais. Embora não tenham sido contabilizados danos colaterais nocivos quer no ambiente quer nos trabalhadores, deste acidente resultou uma elevada quantidade de resíduos radioactivos, que foram transportados pela ENRESA para armazenamento nas instalações de El Cabril [11].

Ocorrências em Portugal

- Em 1998, os meios de comunicação social alertaram para o facto de um jornalista ter encontrado “materiais radioactivos” num depósito de sucata. Tratava-se de válvulas de radares que não tinham qualquer indicação do conteúdo radioactivo mas cujas embalagens externas tinham a seguinte inscrição “Radioactive: Do not remove from carton except for use or inspection. Do not handle broken tubes”. De acordo com o sucateiro existiriam no total sete ou oito válvulas iguais que tinham sido adquiridas juntamente com outras sucatas. No controlo radiológico realizado no local só foi possível recuperar cinco embalagens vazias e uma embalagem aberta contendo uma válvula partida. Não se detectou qualquer contaminação radioactiva no depósito de sucata. Posteriormente recolheram-se mais duas válvulas do mesmo depósito.
- Em 2000, os pórticos para detecção de radiação existentes à entrada de uma siderurgia detectaram a presença de substâncias radioactivas num camião carregado com sucata metálica indiferenciada. Os registos indicaram valores bastante acima dos valores de fundo natural na região e o alarme foi accionado.

Após a detecção e contactado o organismo competente, o camião ficou imobilizado à entrada da siderurgia e de imediato se tentou apurar a origem da sucata. O sub-fornecedor da sucata metálica em causa confirmou que esta tinha origem nacional mas não conseguia identificar o sucateiro. Com equipamento portátil foi possível confirmar que a substância radioactiva se encontrava sensivelmente a meio do camião, tal como indicavam os registos gráficos do pórtico, e que o débito de dose era muito elevado. O camião foi descarregado numa zona reservada da siderurgia, espalhada a sucata e com o equipamento portátil encontrou-se a fonte de radiação. Tratava-se de uma peça em porcelana, não completa. A restante sucata não apresentava vestígios de contaminação. O camião voltou a ser carregado e a passar pelo pórtico. Nesta passagem não foi detectada a presença de qualquer outra fonte de radiação. Posteriormente, as análises realizadas em laboratório confirmaram a presença de rádio-226 na cobertura da superfície da peça de porcelana que terá pertencido a um modelo bastante antigo de pára-raios. A Figura 2 mostra um pórtico com detectores de radiação.

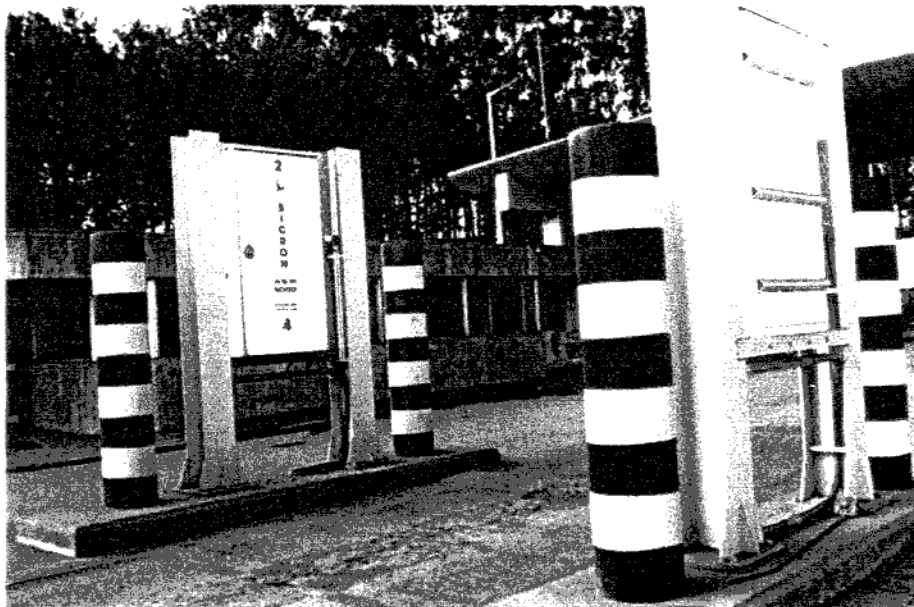


Figura 2 – Pórtico com detectores de radiação.

Sete dias depois, uma nova carga do mesmo sub-fornecedor e no mesmo camião, voltava a activar os alarmes do pórtico colocado à entrada da siderurgia. O registo da medida do pórtico indicava igualmente valores bastante acima dos valores de fundo natural e também que o material se encontrava na parte traseira do camião. Este regressou à origem sem ser descarregado na siderurgia e com instruções para que não fosse descarregado sem a presença de pessoal especializado. Com os procedimentos descritos anteriormente foi detectada uma outra parte da peça de porcelana encontrada sete dias antes.

- Em 2001, na mesma siderurgia, os detectores do pórtico accionaram o alarme indicando a presença de fonte de radiação num camião carregado com sucata metálica indiferenciada. Os registos indicavam valores muito acima dos valores de fundo natural e que o material se encontrava na parte traseira do camião. O

camião ficou imobilizado à entrada da siderurgia até ser apurada a origem da sucata. O sub-fornecedor da sucata metálica afirmou não importar este tipo de material e não saber qual a sua origem. O camião foi encaminhado para local apropriado dentro da siderurgia e descarregado, na presença de pessoal habilitado. Com equipamento portátil foi possível identificar um pára-raios, de rádio-226, como sendo a causa do disparo dos alarmes. A restante sucata não apresentava vestígios de contaminação. O pára-raios foi separado da restante sucata, o camião foi novamente carregado e voltou a passar pelos detectores do pórtico não se registando quaisquer valores acima do fundo natural. A Figura 3 mostra o isolamento de uma fonte radioactiva já detectada na sucata.



Figura 3 – Isolamento da fonte radioactiva já detectada

- Ainda em 2001, uma carga com sucata metálica de origem nacional foi devolvida por uma siderurgia espanhola após ter sido detectada a presença de fontes de radiação quando o camião passava pelos pórticos com detectores de radiação colocados na entrada. Nas instalações do sucateiro, o camião foi descarregado em local isolado e com equipamento portátil foi possível detectar e identificar um pára-raios radioactivo como a causa do disparo dos alarmes da siderurgia espanhola. Posteriormente, foi confirmada a presença de rádio-226 no pára-raios.

As peças de porcelana e os pára-raios encontram-se actualmente em armazenamento interino no Pavilhão de Resíduos Radioactivos do DPRSN.

NOTAS FINAIS

Inicialmente, as preocupações com este tipo de ocorrências estiveram ligadas ao aumento das importações de sucata dos países de Leste e das repúblicas da ex-União Soviética, onde se presume que o controlo regulamentar relativamente aos materiais radioactivos e nucleares não esteja sujeito às mesmas regras da União Europeia. Contudo, casos recentes mostraram que as origens da sucata contaminada tem proveniências geográficas muito mais diversificadas. A não detecção em devido tempo

de substâncias radioactivas nas sucatas pode conduzir a situações como a ocorrida recentemente em França e que foi relatada nos órgãos de comunicação social e alvo de um comunicado por parte da AIEA. Num controlo efectuado na Central Nuclear de Tricastin verificou-se que o relógio de um indivíduo, adquirido numa grande superfície comercial, emitia radiações devidas à presença de cobalto-60. Estas provinham das braceletes metálicas e resultaram da inclusão accidental de material contaminado com aquele radionuclido, introduzido com outra sucata no forno da siderurgia de um país asiático e que não havia sido detectado. As vias de entrada das substâncias radioactivas nas sucatas metálicas, as propriedades dos radionuclidos presentes e a actividade são determinantes na sua detecção e nos potenciais perigos que podem causar.

Na detecção das matérias radioactivas podem-se utilizar-se equipamentos portáteis ou equipamentos fixos, tipo pórticos equipados com detectores, que fazem accionar alarmes na presença daquelas matérias. Estes pórticos deverão ser montados na entrada das instalações, seja o acesso rodoviário ou ferroviário, e a passagem de todos os veículos carregados com sucatas pelos pórticos deverá ser obrigatória. É de extrema importância a criação a realização de controlos radiológicos de toda a sucata antes da sua admissão nas instalações de reciclagem tornando obrigatório a colocação de pórticos detectores não apenas nas entradas das instalações siderúrgicas mas também durante as várias fases do processo. Seria igualmente importante a instalação de pórticos detectores nos postos fronteiriços.

Tanto a UE como a AIEA têm vindo a desenvolver vários esforços legais, informativos, policiais e políticos no sentido de instaurar mecanismos com o objectivo de controlar a importação de sucata tanto da Comunidade de Estados Independentes (CEI) como de outros países fora do Continente Europeu, controlar e regular o trânsito de fontes seladas e resíduos radioactivos e até mesmo contrariar a acção de grupos organizados no negócio de importações ilegais de materiais nucleares ou contaminados. Refira-se a importância que as acções concertadas com as forças policiais podem significar neste combate. Saliente-se a participação de Portugal no *Joint IAEA/WCO/Interpol Regional Training Courses on Combating Illicit Trafficking of Nuclear and Other Radioactive Materials*, realizado em Viena, 2000. O objectivo deste curso foi apetrechar e aperfeiçoar oficiais aduaneiros, polícias de investigação e representantes de outros organismos competentes na área, nos aspectos legais e técnicos ligados à prevenção, detecção, segurança e de organização na resposta ao tráfico ilícito de materiais nucleares e radioactivos.

Ainda no âmbito dos esforços desenvolvidos a UE, além de promover várias reuniões sobre este tema, patrocinou o *European enforcement project radioactivity in scrap metal*, no qual Portugal participou, e cujos objectivos principais, entre outros, eram contribuir para a melhoria dos aspectos legislativos relacionados com as sucatas metálicas, estimular um tratamento igual entre as empresas do sector metalúrgico nos Estados Membros e utilizar os dados disponíveis para sugerir recomendações à Comissão Europeia nestes domínios.

REFERÊNCIAS

[1] - United Nations Economic Commission for Europe: *Report of improvement of management of radiation protection aspects in the recycling of metallurgical scrap* (a publicar)

-
- [2] - Ministry of Housing , Spatial Planning and the Environment: *Incidents involving radioactive substances in 1999 and 2000*. Den Haag, 2001
- [3] - Organisation for Economic Co-Operation and Development, Nuclear Energy Agency: *Nuclear decommissioning - Recycling and reuse of scrap metals*. Paris, 1996
- [4] - Ministério do Ambiente: *Decreto-Lei n° 138/96, de 14 de Agosto*. Lisboa, 1996
- [5] - International Atomic Energy Agency: *The Principles of radioactive waste management, Safety Series n°111-F*. Vienna, 1995
- [6] - European Commission: *Recommended radiological protection criteria for the recycling of metals from dismantling of nuclear installations*, Radiation Protection n°89. Luxembourg, 1998
- [7] - European Commission: *Practical use of the concepts of clearance and exemption – Part I*, Radiation Protection n°122. Luxembourg, 2000
- [8] - National Radiological Protection Board: *IRID: Ionising Radiations Incident Database*. Chilton, Didcot, 1999
- [9] - International Atomic Energy Agency: *The radiological accident in Goiânia*. Vienna, 1988
- [10] - International Atomic Energy Agency: *The radiological accident in Istanbul*. Vienna, 2000
- [11] – Consejo de Seguridad Nuclear: *Meltdown of a source of cesium-137 at Acerinox Plant (Algeciras)*. Madrid, 1998

IV CURSO DE PROTECÇÃO CONTRA RADIAÇÕES

28 de Novembro de 2001

- 09h00 - Recepção de documentação
- 09h30 - Abertura do Curso
**COLABORAÇÃO CIENTÍFICA DA FACULDADE DE DIREITO
DA UNIVERSIDADE CLÁSSICA DE LISBOA
ASPECTOS JURÍDICOS LIGADOS ÀS RADIAÇÕES**
- 09h40 - RESPONSABILIDADE CIVIL PELOS DANOS CAUSADOS PELO AMBIENTE
- 10h00 - RADIAÇÕES E DIREITO COMUNITÁRIO
- 10h20 - QUESTÕES LABORAIS ATINENTES ÀS RADIAÇÕES
- 10h40 - Intervalo (café)
- RADIAÇÃO IONIZANTE**
- 11h00 - RADIAÇÃO IONIZANTE. INTERACÇÃO DA RADIAÇÃO IONIZANTE COM A MATÉRIA.
- 11h40 - CONTROLO E DETECÇÃO DA RADIAÇÃO
- 12h20 - DOSIMETRIA FÍSICA DAS RADIAÇÕES IONIZANTES
- 13h00 - ALMOÇO
- RADIAÇÃO NÃO IONIZANTE**
- 14h30 - RADIAÇÃO SOLAR: PROPAGAÇÃO NA ATMOSFERA E EFEITOS BIOLÓGICOS
- 15h10 - A RADIAÇÃO ELECTROMAGNÉTICA DOS TELEFONES MÓVEIS.
- 15h50 - Intervalo (café)
- RADIAÇÃO IONIZANTE**
- 16h10 - PROTECÇÃO CONTRA RADIAÇÕES EM RADIOTERAPIA (DA DOSIMETRIA BÁSICA À DOSIMETRIA CLÍNICA.)
COLABORAÇÃO CIENTÍFICA DA SOCIEDADE ESPANHOLA DE PROTECÇÃO RADIOLÓGICA
- 16h50 - PROGRAMAS PARA A AVALIAÇÃO DE DOSES NA POPULAÇÃO PROFISSIONALMENTE EXPOSTA A RADIAÇÕES IONIZANTES.
- 17h30 - PROTECÇÃO CONTRA RADIAÇÕES EM MEDICINA NUCLEAR***
COLABORAÇÃO CIENTÍFICA DA SOCIEDADE BRASILEIRA DE PROTECÇÃO RADIOLÓGICA
- 18h10 - PROTECÇÃO CONTRA RADIAÇÕES EM RADIOLOGIA MÉDICA
ENCERRAMENTO/ENTREGA DE CERTIFICADOS

VIII JORNADAS PORTUGUESAS DE PROTECÇÃO CONTRA RADIAÇÕES

29 de Novembro de 2001

- 08h30 - ENTREGA DE DOCUMENTOS
- 09h15 - INAUGURAÇÃO E SESSÃO DE ABERTURA
COLABORAÇÃO CIENTÍFICA DA SOCIEDADE ESPANHOLA DE PROTECÇÃO RADIOLÓGICA
- 09h30 - PROTECÇÃO CONTRA RADIAÇÕES EM ESPANHA, SUA INTEGRAÇÃO NA CE, LINHAS DE ACTUAÇÃO E PERSPECTIVAS FUTURAS.
RADIAÇÕES NÃO IONIZANTES
- 09h50 - VIGILÂNCIA DA RADIAÇÃO ULTRAVIOLETA EM PORTUGAL*
- 10h10 - ASPECTOS DE PROTECÇÃO CONTRA RADIAÇÕES EM RESSONÂNCIA MAGNÉTICA*
- 10h30 - INTRACELLULAR CALCIUM INCREASE AND ACTH RELEASE BY CORTICOTROPHS AFTER PROLONGED EXPOSURE UNDER GSM CELL PHONE RADIATION AND PROTECTION BY A COMPENSATION MAGNETIC OSCILLATOR*
- 10h50 - CAFÉ
- 11h05 - QUESTÕES DE SEGURANÇA E PROTECÇÃO CONTRA RADIAÇÕES NAS COMUNICAÇÕES ÓPTICAS*
- 11h25 - EXPOSIÇÃO À RADIAÇÃO PROVENIENTE DE ANTENAS DE ESTAÇÕES BASE PARA TELEFONES MÓVEIS*
- 11h45 - PILOT STUDY TO EVALUATE THE VIABILITY OF CHICKEN EMBRYOS EXPOSED UNDER NON-IONIZING RADIATION EMITTED BY GSM CELL PHONE'S BASE STATIONS*
- 12h05 - ALMOÇO
- RADIAÇÕES IONIZANTES**
- COLABORAÇÃO CIENTÍFICA DO CONSELHO DE SEGURANÇA NUCLEAR DE ESPANHA**
- 14h30 - O ESCLARECIMENTO DA OPINIÃO PÚBLICA, FACE A EVENTUAIS PROBLEMAS SUSCITADOS NA PENÍNSULA IBÉRICA POR CENTRAIS NUCLEARES.
- 14h50 - EVOLUÇÃO DOS CONCEITOS, RECOMENDAÇÕES E REGULAMENTOS*
COLABORAÇÃO CIENTÍFICA DA SOCIEDADE BRASILEIRA DE PROTECÇÃO RADIOLÓGICA
- 15h10 - AVALIAÇÃO DE KERMA-ARXÁREA EM PROCEDIMENTOS DE FLUOROSCOPIA
- 15h30 - CAFÉ
COLABORAÇÃO CIENTÍFICA DA SOCIEDADE BRASILEIRA DE PROTECÇÃO RADIOLÓGICA
- 15h45 - ESTUDO DA RESPOSTA DE FOTODIODOS COMERCIAIS PARA ESPECTROMETRIA DE RAIOS-X
- 16h05 - UTILIZAÇÃO DE RADIONUCLÍDOS NATURAIS NO ESTUDO DA DEPOSIÇÃO SECA DE AEROSSÓIS*
- 16h25 - MINAS DE URÂNIO. EFLUENTES LÍQUIDOS*
COLABORAÇÃO CIENTÍFICA DA SOCIEDADE ESPANHOLA DE PROTECÇÃO RADIOLÓGICA
- 16h45 - IMPLICAÇÕES DA DOSIMETRIA BIOLÓGICA EM SITUAÇÕES DE SUSPEITA/CERTEZA DECORRENTE DE SOBEXPOSIÇÃO A IRRADIAÇÃO EXTERNA. (1ª parte)
- 17h05 - IMPLICAÇÕES DA DOSIMETRIA BIOLÓGICA EM SITUAÇÕES DE SUSPEITA/CERTEZA DECORRENTE DE SOBEXPOSIÇÃO A IRRADIAÇÃO EXTERNA. (2ª parte)
- 17h25 - CAFÉ
- 17h40 - SUBSTÂNCIAS RADIOACTIVAS EM SUCATAS METÁLICAS.*
- 18h00 - ASPECTOS DE PROTECÇÃO CONTRA RADIAÇÃO RELATIVOS À RADIAÇÃO CÓSMICA*
- 18h25 - ENCERRAMENTO DAS ACTIVIDADES /DISCUSSÃO/ENTREGA DOS CERTIFICADOS